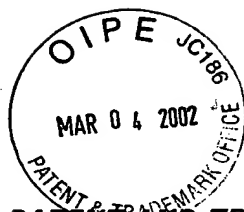


#4



Atty. Dkt. No. 086531-0131

IN THE UNITED STATES PATENT AND TRADEMARK OFFICE

Applicants: Mikihide NAKAMARU et al.

Title: BOILING WATER REACTOR
NUCLEAR POWER PLANT AND
ITS CONSTRUCTION METHOD

Appl. No.: 09/978,174

Filing Date: 10/17/2001

Examiner: Unassigned

Art Unit: 3641

CLAIM FOR CONVENTION PRIORITY

Commissioner for Patents
Washington, D.C. 20231

Sir:

The benefit of the filing date of the following prior foreign application filed in the following foreign country is hereby requested, and the right of priority provided in 35 U.S.C. § 119 is hereby claimed.

In support of this claim, filed herewith is a certified copy of said original foreign application:

- JAPANESE Patent Application No. 2000-317169 filed 10/17/2000.

Respectfully submitted,

Date MAR 04 2002

By Richard L. Schwaab

FOLEY & LARDNER
Customer Number: 22428



22428

PATENT TRADEMARK OFFICE

Telephone: (202) 672-5407
Facsimile: (202) 672-5399

Richard L. Schwaab
Attorney for Applicants
Registration No. 25,479



日本国特許庁
JAPAN PATENT OFFICE

別紙添付の書類に記載されている事項は下記の出願書類に記載されている事項と同一であることを証明する。

This is to certify that the annexed is a true copy of the following application as filed with this Office

出願年月日

Date of Application:

2000年10月17日

出願番号

Application Number:

特願2000-317169

出願人

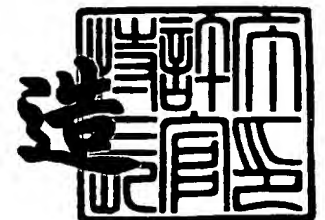
Applicant(s):

株式会社東芝

2001年 9月13日

特許庁長官
Commissioner,
Japan Patent Office

及川耕造



出証番号 出証特2001-3084597

【書類名】 特許願

【整理番号】 7DB0090431

【提出日】 平成12年10月17日

【あて先】 特許庁長官殿

【国際特許分類】 G21C 7/00
G21C 1/08

【発明の名称】 沸騰水型原子力発電プラントおよびその建設工法

【請求項の数】 14

【発明者】

 【住所又は居所】 神奈川県横浜市磯子区新杉田町 8 番地 株式会社東芝
横浜事業所内

 【氏名】 中丸 幹英

【発明者】

 【住所又は居所】 神奈川県横浜市磯子区新杉田町 8 番地 株式会社東芝
横浜事業所内

 【氏名】 日置 秀明

【発明者】

 【住所又は居所】 神奈川県横浜市磯子区新杉田町 8 番地 株式会社東芝
横浜事業所内

 【氏名】 斉藤 健彦

【発明者】

 【住所又は居所】 神奈川県横浜市磯子区新杉田町 8 番地 株式会社東芝
横浜事業所内

 【氏名】 平岩 宏司

【発明者】

 【住所又は居所】 神奈川県横浜市磯子区新杉田町 8 番地 株式会社東芝
横浜事業所内

 【氏名】 奈良林 直

【発明者】

【住所又は居所】 神奈川県横浜市磯子区新杉田町 8 番地 株式会社東芝
横浜事業所内

【氏名】 大水 諭

【発明者】

【住所又は居所】 神奈川県横浜市磯子区新杉田町 8 番地 株式会社東芝
横浜事業所内

【氏名】 下田 強

【発明者】

【住所又は居所】 神奈川県川崎市川崎区浮島町 2 番 1 号 株式会社東芝
浜川崎工場内

【氏名】 新井 健司

【発明者】

【住所又は居所】 神奈川県横浜市磯子区新杉田町 8 番地 株式会社東芝
横浜事業所内

【氏名】 師岡 慎一

【発明者】

【住所又は居所】 神奈川県横浜市磯子区新杉田町 8 番地 株式会社東芝
横浜事業所内

【氏名】 鈴木 征治郎

【特許出願人】

【識別番号】 000003078

【氏名又は名称】 株式会社 東芝

【代理人】

【識別番号】 100078765

【弁理士】

【氏名又は名称】 波多野 久

【選任した代理人】

【識別番号】 100078802

【弁理士】

【氏名又は名称】 関口 俊三

【手数料の表示】

【予納台帳番号】 011899

【納付金額】 21,000円

【提出物件の目録】

【物件名】 明細書 1

【物件名】 図面 1

【物件名】 要約書 1

【ブルーフの要否】 要

【書類名】 明細書

【発明の名称】 沸騰水型原子力発電プラントおよびその建設工法

【特許請求の範囲】

【請求項 1】 原子炉圧力容器の内底部に、炉心支持板、上部格子板およびこれらによって支持された燃料集合体からなる炉心を設け、前記上部格子板上に制御棒案内筒および炉心シュラウドを配置し、さらにその上方に制御棒を前記炉心の上部から挿入引抜き駆動させる制御棒駆動機構を設けることにより、前記制御棒案内筒のチムニー効果によって冷却水の炉内自然循環を可能としたことを特徴とする沸騰水型原子力発電プラント。

【請求項 2】 請求項 1 記載の沸騰水型原子力発電プラントにおいて、原子炉建屋内の炉心よりも高い位置に圧力抑制プールを設け、この圧力抑制プールと前記原子炉圧力容器を重力落下用の配管によって連結したことを特徴とする沸騰水型原子力発電プラント。

【請求項 3】 請求項 1 または 2 記載の沸騰水型原子力発電プラントにおいて、原子炉圧力容器に接続される配管およびノズル類を炉心位置より上方に配置したことを特徴とする沸騰水型原子力発電プラント。

【請求項 4】 請求項 1 から 3 までのいずれかに記載の沸騰水型原子力発電プラントにおいて、炉心を構成する燃料の上方位置に炉心シュラウド外へ任意に開放できる弁を設けたことを特徴とする沸騰水型原子力発電プラント。

【請求項 5】 請求項 1 から 4 までのいずれかに記載の沸騰水型原子力発電プラントにおいて、原子炉格納容器の壁を、リブ付きで間隔的に対向する多重の鋼板により構成し、その多重鋼板間の空間を水または空気の通路とする冷却手段を形成したことを特徴とする沸騰水型原子力発電プラント。

【請求項 6】 請求項 1 から 5 までのいずれかに記載の沸騰水型原子力発電プラントにおいて、圧力抑制プールとドライウェル下部間とを少なくとも上下配置の複数の非常時開放用通路により連通したことを特徴とする沸騰水型原子力発電プラント。

【請求項 7】 請求項 5 または 6 記載の沸騰水型原子力発電プラントにおいて、多重鋼板の空間部に常用の冷却系を接続したことを特徴とする沸騰水型原子力発電

電プラント。

【請求項 8】 請求項 1 から 7 までのいずれかに記載の沸騰水型原子力プラントにおいて、原子炉圧力容器底部のドライウェル内に圧力抑制プールから常閉の放水用配管を導き、この放水用配管の閉塞手段は感熱手段により非常時に開放可能としたことを特徴とする沸騰水型原子力発電プラント。

【請求項 9】 請求項 1 から 8 までのいずれかに記載の沸騰水型原子力プラントにおいて、圧力抑制プールとドライウェル下部間との間で熱交換可能なヒートパイプを設けたことを特徴とする沸騰水型原子力発電プラント。

【請求項 10】 請求項 1 から 9 までのいずれかに記載の沸騰水型原子力プラントにおいて、原子炉格納容器をその内側にドライウェル、外側に圧力抑制プールをそれぞれ配置した二重円筒構造にするとともに、この二重円筒構造における前記ドライウェル部分から前記圧力抑制プール側に延びるガードパイプを設け、このガードパイプ内に、原子炉圧力容器から導かれる配管、弁類を収納したことを特徴とする沸騰水型原子力発電プラント。

【請求項 11】 請求項 1 から 10 までのいずれかに記載の沸騰水型原子力プラントにおいて、原子炉建屋の上部にタービン設備を配置したことを特徴とする沸騰水型原子力発電プラント。

【請求項 12】 請求項 1 から 11 までのいずれかに記載の沸騰水型原子力プラントにおいて、原子炉建屋の原子炉圧力容器上方に、その原子炉圧力容器を収容し得る引き抜き空間を設けたことを特徴とする沸騰水型原子力発電プラント。

【請求項 13】 請求項 1 から 12 までのいずれかに記載の沸騰水型原子力プラントにおいて、原子炉建屋を免震構造の基礎上に設置したことを特徴とする沸騰水型原子力発電プラント。

【請求項 14】 請求項 1 から 13 までのいずれかに記載の沸騰水型原子力プラントを、予め建屋モジュールとして工場で製作し、現地に搬送して必要モジュール数だけ設置することを特徴とする沸騰水型原子力発電プラントの建設工法。

【発明の詳細な説明】

【 0 0 0 1 】

【発明の属する技術分野】

本発明は、自然循環型沸騰水型原子炉を用いた発電プラントに係り、特に構成のコンパクト化、出力需要への多様性への対応、経済性の向上等が図れる沸騰水型原子力発電プラントおよびその建設工法に関する。

【 0 0 0 2 】

【従来の技術】

従来、沸騰水型原子力発電プラントの原子炉圧力容器および炉内構造物の構成として、原子炉圧力容器下部に設置される動的ポンプの駆動により炉水の循環を行なうもの、ジェットポンプを外部の動的ポンプにより駆動するもの等、強制循環方式のものが主として採用されている。また、出力を制御する制御棒に関しては、原子炉圧力容器下部から挿入する方式が採用されている。

【 0 0 0 3 】

このため従来では、原子炉圧力容器の下部に循環ポンプや制御棒駆動機構、およびその取り出しスペースを確保する必要から下部ドライウェルが大きな空間となっていた。この下部ドライウェルを形成する空間には、冷却材喪失事故などの時に原子炉へ注入された圧力抑制プール水が破断口から落下して大量に貯留されてしまうので、圧力抑制プールの必要水量を決める上で大きな無駄容量が生じていた。

【 0 0 0 4 】

また、過酷事故を想定して炉心燃料が溶融して原子炉圧力容器底部に落下した場合でも、原子炉圧力容器下部には制御棒駆動系などの冷却を阻害するものがあるので、原子炉圧力容器外からその溶融燃料を冷却するという概念を実施するうえでも効率が悪い構造であった。

【 0 0 0 5 】

このような沸騰水型原子炉のうち、ABWRと呼ばれる最新型原子炉を従来例として、以下図 1 5 を参照して説明する。

【 0 0 0 6 】

従来の沸騰水型原子炉は、原子炉圧力容器 1 内に炉心 2 を収容する炉心シュラ

ウド3が設置されており、炉心シュラウド3の下部および上部にそれぞれ配設された炉心支持板4および上部格子板5の間には多数の燃料集合体6が設置されている。

【0007】

炉心シュラウド3の上部にシュラウドヘッド7が配設されており、このシュラウドヘッド7の上部にスタンドパイプ8を介して気水分離器9が設置されている。気水分離器9の上方には、蒸気乾燥器10が設置されている。炉心支持板4の下方には、炉心2内に挿入される制御棒（図示せず）を収納する制御棒案内管11と、制御棒を駆動するための制御棒駆動機構12とが設置されている。

【0008】

原子炉圧力容器1の下部には複数のインターナルポンプ13が周方向に配設されている。

【0009】

蒸気乾燥器10の側方の原子炉圧力容器1壁面には炉心2で発生した蒸気をタービン（図示せず）へ導く主蒸気管14が配設されている。また、原子炉圧力容器1のスタンドパイプ8側方にはこの原子炉圧力容器1に冷却水を供給する給水配管15が配設されている。

【0010】

このように構成された沸騰水型原子炉においては、炉上部の冷却水が炉心シュラウド3と原子炉圧力容器1とによって囲まれた空間からインターナルポンプ13に吸い込まれ、炉底部を経て炉心2で蒸気となり、スタンドパイプ8、気水分離器9および蒸気乾燥器10を通過して、主蒸気管14によりタービンに導かれる。タービン駆動の仕事をした蒸気は冷却されて復水となり、給水配管15を介して原子炉圧力容器1の上部に戻される。

【0011】

このような従来の沸騰水型原子力発電プラントの炉心および原子炉格納容器の事故時における冷却は、動的な機器により行われているのがほとんどで、これらが使えないと想定した過酷事故対策用として、静的な冷却系または代替え冷却および注水系を設けるなどの対応を行いつつあるのが現状であった。このため、動

的機器の信頼性の大小に拠らず、設計ベース事故用の機器に加えて、静的であれ過酷事故対策用の機器を余分に追加することになり、経済性上は大きなインパクトを与えるものであった。

【 0 0 1 2 】

また、原子炉通常運転中におけるドライウェル内冷却方式は、ドライウェル内に設置した冷却熱交換器（ドライウェルクーラー）に原子炉格納容器の外から当該クーラーに冷却水を供給し、一方ドライウェル内にガスを循環させるためのファンを設置しているのが一般的である。

【 0 0 1 3 】

従来の原子炉格納容器の構造は鋼製または鉄筋コンクリート製とされているが、鋼製の場合はひょうたん型の自立式、または釣鐘型の建屋一体型、鉄筋コンクリート製の場合は二重円筒建屋一体型となっている。その大きさを決めているのは、ドライウェル側では主にドライウェル内に設置される機器スペースであり、圧力抑制プール側では主に事故初期の圧力抑制のための圧力抑制プール水量と空間容積である。これに加えて、過酷事故を想定した場合の金属水反応等による発生水素を原子炉格納容器内で貯留した場合にも、静的格納容器冷却系熱交換器または代替冷却・注水等で除熱を継続しながら、この時原子炉格納容器の耐力が許容範囲内か否かを評価している。原子炉建屋については鉄筋コンクリート製で、タービン建屋などとは別建屋構成としてプラント出力やサイト条件毎に設計している。また、その建設の殆どは現地作業で行われている。

【 0 0 1 4 】

図 1 6 には、現在研究中の最新型沸騰水型原子力発電プラントの例を示している。

【 0 0 1 5 】

このプラントにおいては、原子炉建屋 4 2 1、原子炉格納容器 4 2 2、原子炉圧力容器 4 2 3 および関連する系統、機器などから構成されている。このように構成されたプラントにおいて、制御棒およびその駆動機構 4 3 5 は炉心燃料 4 2 4 の下部に設置され、また炉心下部にはインターナルポンプ 4 2 5 などの炉水循環装置を備えている。非常用炉心冷却系としては動的な非常用炉心冷却系ポンプ

4 2 6 を原子炉建屋 4 2 1 の最下階に設置し、同様に原子炉格納容器冷却のための残留熱除去系ポンプ 4 2 7 および残留熱除去系熱交換器 4 2 8 を備えている。

【 0 0 1 6 】

また設計ベース事故を越えるような過酷事故時には、静的格納容器冷却系熱交換器 4 2 9 および代替え注水用タンク 4 3 6 を介した代替え注水系ポンプ 4 3 0 などにより、炉心および原子炉格納容器 4 2 2 の冷却を継続するようになっている。

【 0 0 1 7 】

そして、1 年にほぼ一度行われるプラント定検時には原子炉ウェル 4 3 1 に水張りした状態で、炉心燃料を使用済み燃料プール 4 3 2 へ移動することになっている。

【 0 0 1 8 】

【発明が解決しようとする課題】

これまで、内蔵型上部制御棒駆動機構を具備した強制循環方式の沸騰水型原子力発電プラントのアイディアは既にあるが、自然循環方式で、またそれと上部設置圧力抑制プールと組み合わせた概念については未だ知られていない。

【 0 0 1 9 】

この概念を用いない従来方式（下部挿入制御棒と下部設置圧力抑制プール方式）の場合には、静的安全系の重力落下非常用炉心注水系を適用すると、圧力抑制プールとは別に格納容器の上方に重力落下非常用炉心注水系専用のプールを設置する必要が生じ、これが格納容器の大きさを増加する一つの要因であった。

【 0 0 2 0 】

また、下部挿入制御棒方式であると、重力落下非常用炉心注水系で冠水すべきドライウェルの下部容積が増加し、これが重力落下非常用炉心注水系プール容量の増大を招いていた。さらに、炉心より下部にある種々のノズル、配管や、炉心下部の制御棒ガイドチューブ等の障害物のため、過酷事故対策においてその事象の進展を阻止する炉心溶融物の原子炉圧力容器内保持（IVR: In Vessel Retention）の障害となっていた。

【 0 0 2 1 】

一方、発明者等においては原子炉压力容器一体取り出し等を検討したが、炉内に燃料が存在していると炉内に水を満たした状態を取り出さなければならず、従来の原子炉压力容器では炉心より下部には種々のノズル配管などがあることから配管などの切断が困難であった。

【 0 0 2 2 】

また、炉内の冷却水の再循環方式として自然循環方式を採用すると、駆動力が小さいため、循環力を稼ぐために二相領域の高さが大きいチムニーが必要になり、原子炉压力容器の高さが高くなる要因となった。また、稠密炉心を採用しようとするれば、炉心の二相流循環領域が狭くなるために炉心圧損が増加し、自然循環ではその駆動力を得るのが現実的な範囲では困難であった。

【 0 0 2 3 】

自然循環炉においては、強制循環方式を採用している現行沸騰水型原子力発電プラントの R P T (再循環ポンプトリップ) に相当する異常事象緩和機能がないため、A T W S (「運転時の異常な過渡変化」時のスクラム失敗) 上は強制循環炉に比べて厳しいという課題があった。

【 0 0 2 4 】

上述した従来の沸騰水型原子力発電プラントにおいては、冷却材喪失事故などの時に必要な原子炉格納容器からの除熱のため、動的および静的機器などの設備追加が経済性上大きな課題であった。

【 0 0 2 5 】

また、苛酷事故を想定して炉心燃料が溶融して原子炉压力容器の底部に落下した場合において、原子炉压力容器の外壁面を冷却することにより内部の溶融燃料を冷却するという概念、いわゆる I V R (In-Vessel Retention) を実施する上で、従来の沸騰水型原子力発電プラントでは原子炉压力容器下鏡に制御棒案内筒が接続しており、R P V 壁面の冷却が困難となる恐れがあり、さらに、下部ドライウェルに注水してプールを形成することにより、原子炉压力容器下部を浸水させて冷却することを行う場合にも、プール内で十分な冷却水の循環が生じず、原子炉压力容器下部壁面が発生した蒸気膜に覆われて十分な冷却が行われない恐れがあった。

【 0 0 2 6 】

ドライウェル内には、ドライウェルのクーラーおよびドライウェル内ガスを循環させる通路としてのダクト等が設置され、スペース的にも厳しいことに加えてドライウェル内に動的機器の設置が必須であるという課題があった。

【 0 0 2 7 】

図 1 7 および図 1 8 は、他の従来例によるプラントを示している。

【 0 0 2 8 】

図 1 7 に示すプラントは圧力抑制プール 4 3 3 を上部設置としたものであり、図 1 8 に示すプラントは圧力抑制プール 4 3 3 を下部設置としたものである。

【 0 0 2 9 】

これらのプラントにおいては、ポンプ・ファンなどの動的機器がドライウェル 4 3 4 の比較的高線量エリアに配置されている。プラントの定期検査時においては、その保守のために作業員が当該エリアに入って作業を行うことが多く、それが被爆量増加の要因の一つであった。

【 0 0 3 0 】

また、原子炉格納容器 4 2 2 を圧力抑制プール上部設置型とし、かつ原子炉圧力容器 4 2 3 に現状の強制循環炉で用いられている高さ 2 0 m 程度のものを用いようとすると、主蒸気管などの引き回しが、原子炉圧力容器 4 2 3 上部から出て圧力抑制プール 4 3 3 の下方を引き回してタービンへ導くために、配管物量およびドライウェル空間スペースの増加という、経済的にデメリットとなる課題があった。

【 0 0 3 1 】

さらに、従来の沸騰水型原子力発電プラントの建屋においては一般に、原子炉建屋とタービン建屋との耐震グレードが異なる設備を収納していることから別々の建屋にしているため、個別の耐震設計や建築設計が必要であり、また平面的スペースも増加するために、経済性上の課題があった。また、各建設サイト毎に原子炉建屋の設計の基準（仕様や、地震条件など）が異なるため、標準設計化が困難であった。また、原子炉建屋建設の作業工数や建設工期が非常に大きくなる課題もあった。

【 0 0 3 2 】

本発明は、このような従来技術の課題を解決するためになされたものであり、第 1 の目的はコンパクトで経済的な原子力発電プラントを提供することにある。

【 0 0 3 3 】

第 2 の目的は、静的安全系の重力落下非常用炉心注水系を適用した場合でも、圧力抑制プール内に重力落下非常用炉心注水系の水源を確保することができるようにし、格納容器の大きさのコンパクト化を図ることにある。

【 0 0 3 4 】

第 3 の目的は、原子炉圧力容器下部のノズル、配管などの障害物を全て削除することができ、ドライウェル下部の容積を最小化するとともに、重力落下非常用炉心注水系で注水すべきプール容量を最小化し、過酷事故対策においてその事象の進展を阻止する炉心溶融物の原子炉圧力容器内保持を容易にできるようにすることにある。

【 0 0 3 5 】

第 4 の目的は、A T W S (「運転時の異常な過渡変化」時のスクラム失敗) が発生した場合には、原子炉停止のためのほう酸水注入系が作動するまで、出力を抑制することを可能とすることにある。

【 0 0 3 6 】

第 5 の目的は、冷却材喪失事故などの時に必要な原子炉格納容器からの除熱がコンパクトで単純な、自然力を利用したシステムによって行なえるようにし、信頼性および経済性の点で有利なものとするすることにある。

【 0 0 3 7 】

第 6 の目的は、苛酷事故時に炉心が溶融した場合においても、容易に溶融炉心を圧力容器内に保持したまま圧力容器壁面の冷却と格納容器外への放熱を行うことを可能とし、苛酷事故時の影響を軽微に止めることを可能として安全性の向上を図ることにある。

【 0 0 3 8 】

第 7 の目的は、ドライウェル内への動的機器の設置を不要とし、ドライウェル内でのメンテナンスフリー確保、必要スペースの合理化を図ることにある。

【 0 0 3 9 】

第 8 の目的は、万一の炉心溶融が発生した場合においても、溶融物を格納容器内部に動的な機器を必要とすることなく冷却および隔離することができるようにし、また異常を確実に検知することを可能とすることにある。

【 0 0 4 0 】

第 9 の目的は、事故時にドライウェルに放出された熱を動的な機器なしで圧力抑制プール側へ伝えることができるようにし、ドライウェルの下部を満水とさせることなく、事故を収束に向かわせることができるようにする。これにより、プラントの信頼性を向上させることにある。

【 0 0 4 1 】

第 1 0 の目的は、弁などの保守のために作業員がドライウェルの高線量エリア内に入って行う必要を無くし、被爆量の低減を図ることにある。

【 0 0 4 2 】

第 1 1 の目的は、建屋の耐震設計や建築設計を標準化し、かつ建設工期も大幅に短縮し、経済性の点で有利性を得ることにある。

【 0 0 4 3 】

【課題を解決するための手段】

上記目的を達成するため、請求項 1 の発明では、原子炉圧力容器の内底部に、炉心支持板、上部格子板およびこれらによって支持された燃料集合体からなる炉心を設け、前記上部格子板上に制御棒案内筒および炉心シュラウドを配置し、さらにその上方に制御棒を前記炉心の上部から挿入引抜き駆動させる制御棒駆動機構を設けることにより、前記制御棒案内筒のチムニー効果によって冷却水の炉内自然循環を可能としたことを特徴とする沸騰水型原子力プラントを提供する。

【 0 0 4 4 】

本発明によれば、炉心が原子炉圧力容器内下部に位置し、その上に制御棒案内筒が存在することによりチムニー効果が発生し、これにより強い自然循環力を得ることができ、自然循環炉の特徴を最大限に引き出すことが可能となる。また、従来の原子炉圧力容器における再循環ポンプを必要としないため、構成が極めてコンパクトであり、低コスト化による大きい経済的効果も得られる。

【 0 0 4 5 】

請求項 2 の発明では、請求項 1 記載の沸騰水型原子力プラントにおいて、原子炉建屋内の炉心よりも高い位置に圧力抑制プールを設け、この圧力抑制プールと前記原子炉圧力容器を重力落下用の配管によって連結したことを特徴とする沸騰水型原子力発電プラントを提供する。

【 0 0 4 6 】

本発明によれば、静的安全系の重力落下非常用炉心注水系を適用した場合でも、圧力抑制プール内に重力落下非常用炉心注水系の水源を確保することができ、格納容器の大きさのコンパクト化が実現できる。

【 0 0 4 7 】

請求項 3 の発明では、請求項 1 または 2 記載の沸騰水型原子力プラントにおいて、原子炉圧力容器に接続される配管およびノズル類を炉心位置より上方に配置したことを特徴とする沸騰水型原子力発電プラントを提供する。

【 0 0 4 8 】

本発明によれば、原子炉圧力容器下部のノズル・配管などの障害物を全て削除できて、ドライウェル下部の容積が最小化できるので、重力落下非常用炉心注水系で冠水すべきプール容量が最小化され、過酷事故対策においてその事象の進展を阻止する炉心溶融物の原子炉圧力容器内保持が容易に可能となる。

【 0 0 4 9 】

請求項 4 の発明では、請求項 1 から 3 までのいずれかに記載の沸騰水型原子力プラントにおいて、炉心を構成する燃料の上方位置に炉心シュラウド外へ任意に開放できる弁を設けたことを特徴とする沸騰水型原子力発電プラントを提供する。

【 0 0 5 0 】

本発明によれば、燃料上部のシュラウドヘッドなど必要なチムニー高さのエレベーションの位置に炉心シュラウド外へ任意に開放できる原子炉圧力容器内蔵の弁を設け、A T W S (「運転時の異常な過渡変化」時のスクラム失敗) 時には当該弁を開放することにより、自然循環流量を低減させ、最終的に原子炉停止のためのほう酸水注入系が作動するまで、原子炉出力を抑制することができる。

【 0 0 5 1 】

請求項 5 の発明では、請求項 1 から 4 までのいずれかに記載の沸騰水型原子力プラントにおいて、原子炉格納容器の壁を、リブ付きで間隔的に対向する多重の鋼板により構成し、その多重鋼板間の空間を水または空気の通路とする冷却手段を形成したことを特徴とする沸騰水型原子力発電プラントを提供する。

【 0 0 5 2 】

本発明によれば、原子炉格納容器壁面を船殻構造の二重鋼板で構成し、その二重鋼板の壁に原子炉格納容器冷却に利用できる空間を設けることにより、原子炉冷却水喪失事故などの場合に、その空間部を通す水または空気により自然力のみで原子炉格納容器を冷却することができる。

【 0 0 5 3 】

請求項 6 の発明では、請求項 1 から 5 までのいずれかに記載の沸騰水型原子力プラントにおいて、圧力抑制プールとドライウエル下部間とを少なくとも上下配置の複数の非常時開放用通路により連通したことを特徴とする沸騰水型原子力発電プラントを提供する。

【 0 0 5 4 】

本発明によれば、圧力抑制プールとドライウエルの下部間にプール水を両者間で自然循環させるための連絡配管を例えば上下 2 本設け、事故時にドライウエル下部を冠水させた後、ドライウエルに放出された熱を圧力抑制プール側へプール水の自然循環力で移送して、原子炉格納容器内の除熱をより有効に行うことができる。

【 0 0 5 5 】

請求項 7 の発明では、請求項 5 または 6 記載の沸騰水型原子力プラントにおいて、多重鋼板の空間部に常用の冷却系を接続したことを特徴とする沸騰水型原子力発電プラントを提供する。

【 0 0 5 6 】

本発明によれば、二重鋼板部の空間部に水を満たして常用の冷却水系を繋ぐことにより、通常運転中のドライウエル内の冷却を行うことができる。

【 0 0 5 7 】

請求項 8 の発明では、請求項 1 から 7 までのいずれかに記載の沸騰水型原子力プラントにおいて、原子炉压力容器底部のドライウェル内に圧力抑制プールから常閉の放水用配管を導き、この放水用配管の閉塞手段は感熱手段により非常時に開放可能としたことを特徴とする沸騰水型原子力発電プラントを提供する。

【 0 0 5 8 】

本発明によれば、炉心溶融が発生した場合に、溶融物を格納容器内部に動的な機器を必要とすることなく、冷却および隔離することができ、また異常を確実に検知することが可能となる。

【 0 0 5 9 】

なお、本発明では原子炉压力容器底部のドライウェル空間と圧力抑制プールとの間を配管で繋ぐとともに、その配管のドライウェル空間への配管出口開口部を銀ローなどの低融点合金で塞ぎ、その配管の差圧を測定するように差圧計を配置することが望ましい。

【 0 0 6 0 】

請求項 9 の発明では、請求項 1 から 8 までのいずれかに記載の沸騰水型原子力プラントにおいて、圧力抑制プールとドライウェル下部間との間で熱交換可能なヒートパイプを設けたことを特徴とする沸騰水型原子力発電プラントを提供する。

【 0 0 6 1 】

本発明によれば、原子炉压力容器底部のドライウェル空間と圧力抑制プールとの間をヒートパイプで繋ぐことにより、事故時にドライウェルに放出された熱を圧力抑制プール側へヒートパイプの自然循環力で移送し、原子炉格納容器内の除熱をより有効に行う。

【 0 0 6 2 】

請求項 1 0 の発明では、請求項 1 から 9 までのいずれかに記載の沸騰水型原子力プラントにおいて、原子炉格納容器をその内側にドライウェル、外側に圧力抑制プールをそれぞれ配置した二重円筒構造にするとともに、この二重円筒構造における前記ドライウェル部分から前記圧力抑制プール側に延びるガードパイプを設け、このガードパイプ内に、原子炉压力容器から導かれる配管、弁類を収納し

たことを特徴とする沸騰水型原子力発電プラントを提供する。

【 0 0 6 3 】

本発明によれば、原子炉格納容器の内側にドライウェル、外側に圧力抑制プールを配置した二重円筒構造とし、ドライウェル内に設置している動的機器を最小限に押さえた原子炉システムとしたうえで、原子炉圧力容器からの主蒸気管などの配管や原子炉格納容器内設置弁などを二重円筒構造のドライウェル部分から外側に延びるガードパイプ内に収め、必要な弁などの保守をこのガードパイプ内で行うことができる。

【 0 0 6 4 】

請求項 1 1 の発明では、請求項 1 から 1 0 までのいずれかに記載の沸騰水型原子力プラントにおいて、原子炉建屋の上部にタービン設備を配置したことを特徴とする沸騰水型原子力発電プラントを提供する。

【 0 0 6 5 】

本発明によれば、使用済み燃料プールおよびその付属設備などを削除したうえで、原子炉建屋の上部にタービン設備などを配置することにより、一つのプラント設備全体を一つのモジュール建屋にすることができる。

【 0 0 6 6 】

請求項 1 2 の発明では、請求項 1 から 1 1 までのいずれかに記載の沸騰水型原子力プラントにおいて、原子炉建屋の原子炉圧力容器上方に、その原子炉圧力容器を収容し得る引き抜き空間を設けたことを特徴とする沸騰水型原子力発電プラントを提供する。

【 0 0 6 7 】

本発明によれば、原子炉圧力容器上部に引き抜き空間部を設け、ドライウェル円筒部を含めた原子炉圧力容器の一体交換ができる。

【 0 0 6 8 】

請求項 1 3 の発明では、請求項 1 から 1 2 までのいずれかに記載の沸騰水型原子力プラントにおいて、原子炉建屋を免震構造の基礎上に設置したことを特徴とする沸騰水型原子力発電プラントを提供する。

【 0 0 6 9 】

本発明によれば、一体化した原子炉建屋モジュールを免震構造の基礎上に設置することにより、建屋および機器設備の標準化設計ができる。

【 0 0 7 0 】

請求項 1 4 の発明では、請求項 1 から 1 3 までのいずれかに記載の沸騰水型原子力プラントを、予め建屋モジュールとして工場で製作し、現地に搬送して必要モジュール数だけ設置することを特徴とする沸騰水型原子力発電プラントの建設工法を提供する。

【 0 0 7 1 】

本発明によれば、一体化した建屋モジュールを工場で製作・現地搬送し、必要なモジュール数だけをサイトに配置することにより、プラント出力を任意に選択することができる。

【 0 0 7 2 】

【発明の実施の形態】

以下、本発明に係る沸騰水型原子力発電プラントの実施形態について、図 1 ～ 図 1 4 を参照して説明する。

【 0 0 7 3 】

図 1 は、原子炉圧力容器の概略構成を示す断面図である。この図 1 に示すように、本実施形態では原子炉圧力容器 2 0 1 内の最下端位置に炉心 2 0 2 を有している。すなわち、原子炉圧力容器 2 0 1 の底部近傍に炉心支持板 2 0 4 が設けられ、この炉心支持板 2 0 4 に多数の燃料集合体 2 0 6 が正方格子状の配列で立設支持され、燃料集合体 2 0 6 の上端部が上部格子板 2 0 5 によって固定され、これにより炉心 2 0 2 が構成されている。

【 0 0 7 4 】

制御棒 2 1 2 は十字型制御棒であり、4 体の燃料集合体 2 0 6 ごとに対応して規則的に配置され、原子炉圧力容器 2 0 1 に完全収容された内蔵型制御棒駆動機構 2 1 1 によって炉心 2 0 2 の上部から挿入されるようになっている。すなわち、上部格子板 2 0 5 上に炉心シュラウド 2 0 3 が配置され、この炉心シュラウド 2 0 3 内に制御棒案内筒 2 1 3 が設けられている。炉心シュラウド 2 0 3 のシュラウドヘッド 2 0 7 上に制御棒駆動機構支持格子 2 0 8 が固定され、この制御棒

駆動機構支持格子 2 0 8 上に制御棒駆動機構 2 1 1 が取付けられている。制御棒駆動機構 2 1 1 は例えばボールねじ構造であり、この制御棒駆動機構 2 1 1 に制御棒駆動軸 2 1 4 を介して制御棒 2 1 2 が昇降可能に連結されている。これにより、制御棒 2 1 2 は制御棒案内筒 2 1 3 内を通して炉心 2 0 2 に上方から挿入されるようになっている。

【 0 0 7 5 】

なお、本実施形態では制御棒案内筒 2 1 3 の全てが一体的に連結され、これにより多数の筒が束となった横断面ハニカム状の構成となっている。そして、各制御棒案内筒 2 1 3 の隣接空間部が上下方向に開口し、炉心 2 0 2 で発生した気液二層流はこの各制御棒案内筒 2 1 3 の隣接空間からなる二層流領域を介して上昇するようになっている。原子炉压力容器 2 0 1 内の制御棒駆動機構 2 1 1 上方には気水分離器 2 0 9 が設けられ、さらにその上方には蒸気乾燥器 2 1 0 が設けられている。この蒸気乾燥器 2 1 0 の下方に、制御棒全体引抜きを可能とする空間 2 2 7 が確保されている。

【 0 0 7 6 】

また、主蒸気管 2 1 5、給水配管 2 1 6 および非常用炉心冷却配管 2 1 7 は、それぞれ原子炉压力容器 2 0 1 の炉心 2 0 2 上方に配設されており、炉心 2 0 2 の下方には配管、弁、駆動機構類等が何ら設けられていない。

【 0 0 7 7 】

このような構成の原子炉压力容器 2 0 1 において、運転時には炉心 2 0 1 で発生した二層流が各制御棒案内筒 2 1 3 の側部隣接空間を介して上昇し、蒸気は気水分離器 2 0 9 および蒸気乾燥器 2 1 0 を経て主蒸気管 2 1 5 から送出され、水分は気水分離器 2 0 9 または蒸気乾燥器 2 1 0 を介して原子炉压力容器 2 0 1 の炉壁内面に沿って下降し、炉心 2 0 2 に自然循環する。

【 0 0 7 8 】

したがって、本実施形態によれば、炉心 2 0 2 が原子炉压力容器 2 0 1 内下部に位置し、その上に制御棒案内筒 2 1 3 が存在することによりチムニー効果が発生し、これにより強い自然循環力を得ることができ、自然循環炉の特徴を最大限に引き出すことが可能となる。また、従来の原子炉压力容器における再循環ポン

ブを必要としないため、構成が極めてコンパクトであり、低コスト化による大きい経済的効果も得られる。

【 0 0 7 9 】

図 2 は、原子炉圧力容器 2 0 1 を収納する原子炉建屋の構成を示す概略断面図である。

【 0 0 8 0 】

原子炉建屋 2 2 1 は地下階と地上階とからなる一体構造物であり、地下基礎上に縦方向および横方向の震動を抑制する全免震装置 4 1 3 を介して設置され、地下階の中心部に原子炉格納容器 4 0 1 が配置されている。また、原子炉建屋 2 2 1 の地上階には、タービン 2 2 2 および復水器 2 2 3 が設置されるとともに、中央制御室および空気調和機機械室等 2 2 4 等も設けられている。さらに、地上階の中央位置には原子炉圧力容器 2 0 1 を引き上げることができる容積をもつ引抜き空間部 4 1 4 が設けられ、後述するように、原子炉圧力容器 2 0 1 を一体として上方に取り出すことができ、原子炉圧力容器ごとの交換を行なう構成となっている。

【 0 0 8 1 】

原子炉格納容器 4 0 1 は、原子炉圧力容器 2 0 1 の外周側にドライウェル 2 3 1 を形成するための内側壁 4 0 1 a と、この内側壁の外側に圧力抑制プール 4 0 4 を形成するための外側壁 4 0 1 b とにより二重円筒状の構造となっている。この原子炉格納容器の壁は、間隔的に対向する複数、例えば 2 重または 3 重以上の鋼板により構成されており、これらの対向する鋼板間の空間は水または空気が流通できる構成とされている。これらの鋼板は、対向面側に、縦又は横、もしくはその両方向等にリブが突出した構成のものである。

【 0 0 8 2 】

また、原子炉格納容器 4 0 1 内に設置される動的機器であるポンプ・ファンなどは最小限のシステムとした上で、原子炉圧力容器 2 0 1 から導かれる主蒸気管 2 1 5 などの配管や原子炉格納容器内設置弁などをドライウェル 2 3 1 部分から外側に延びる先端閉塞のガードパイプ 4 0 7 内に収めてある。

【 0 0 8 3 】

また、ドライウェル 2 3 1 内に設置する動的な機器としては、以下のように最小限化されている。まず、制御棒駆動系は上述したように原子炉压力容器 2 0 1 に内蔵した上部挿入式の制御棒駆動機構 2 1 1 とされており、この制御棒駆動機構 2 1 1 はメンテナンスフリー仕様とされ、燃料集合体 2 0 6 とともに長期間の運転（例えば 2 0 年以上）により使い切る設計としてあり、燃料交換は行なわない。

【 0 0 8 4 】

また、原子炉压力容器 2 0 1 内の冷却水は自然循環方式であり、インターナルポンプなどの動的なポンプは削除されている。炉内計装などは、原子炉压力容器 2 0 1 上部からの挿入方式となっている。

【 0 0 8 5 】

さらに、原子炉格納容器 4 0 1 の隔離弁は、可能な限り原子炉格納容器 4 0 1 の外部において、2 弁設置としている。ドライウェル 2 3 1 の下部にはドライウェル内サンプ 4 0 9 が設置され、さらにその下方位置には建屋内サンプ 4 1 0 が設けられている。これにより、ドライウェル内サンプ 4 0 9 からの排水は、重力により下方位置の建屋内サンプ 4 1 0 へ移送できる。したがって、ドライウェル 2 3 1 内には、サンプポンプなどの動的機器は設置されていない。

【 0 0 8 6 】

すなわち、本実施形態では、プラント機器、設備類の全てが一つの原子炉建屋 2 2 1 内に設置され、建屋基礎部の免震装置 4 1 3 により支持され、逆に使用済み燃料プールおよびその付属設備は削除されている。このように、原子炉建屋 2 2 1 とタービン建屋等の耐震グレードが違う建屋を一つの建屋にすることにより、耐震設計や建築設計がまとめて一つで行われ、原子炉建屋 2 2 1 とともに配管およびタービン 2 2 2 等も一体として免震構造基礎上に設置されている。これにより、耐震設計条件を緩和することができ、建屋の構造を小さくすることができるので、設計の標準化・合理化を行うことができるようになっている。

【 0 0 8 7 】

原子炉格納容器 4 0 1 は上述したように、内側にドライウェル 2 3 1、外側に圧力抑制プール 4 0 4 を配置した二重円筒構造のものであり、この圧力抑制プー

ル 4 0 4 が、燃料集合体 2 0 6 によって構成される炉心 2 0 2 よりも上方に配置されている。そして、圧力抑制プール 4 0 4 には、プール水を非常時に自重によってドライウェル 2 3 1 に注水するためのドライウェル冠水配管 4 3 0 と、炉心 2 0 2 への注水を行なうための重力落下炉心冷却水注水系配管 2 3 4 が接続されている。これにより、圧力抑制プール 4 0 4 は、その内部のプール水を重力落下による非常用炉心冷却系の水源として共用する構成としてある。

【 0 0 8 8 】

例えば万一、冷却材喪失事故（L O C A）が発生した場合を想定すると、圧力抑制プール 4 0 4 から原子炉圧力容器 2 0 1 内へ、重力落下炉心冷却水注水系配管 2 3 4 が逆止弁および止め弁を介して注水され、炉心 2 0 2 が冠水維持により冷却され、過酷事故の発生を防止することができるようになっている。

【 0 0 8 9 】

したがって、本実施形態の沸騰水型原子力発電プラントは、いわゆる過酷事故対策としての炉心溶融物の落下や、水蒸気爆発に対する対策、水・ジルコニウム反応に伴う多量の水素の発生などを想定する必要がなく、従来の沸騰水型原子炉にも増して、地元住民や原子力発電プラントの従業員に安心感を与える原子力発電プラントとなっている。

【 0 0 9 0 】

また、本実施形態においては、許認可上の過酷事故対策の要求にも対応するため、原子炉圧力容器 2 0 1 の炉心 2 0 2 位置より下方には配管接続のためのノズル等が設けられていない。原子炉圧力容器 2 0 1 に接続される主な配管としては上述したように、炉心 2 0 2 の上方に位置する主蒸気管 2 1 5、給水配管 2 1 6 および非常用炉心冷却系配管 2 1 7 のみである。しかも、内蔵制御棒駆動機構 2 1 1 と自然循環方式の採用により、従来の沸騰水型原子炉の下鏡に存在した制御棒駆動機構取り付け用の多数のノズルや、インターナルポンプの主軸が貫通するノズルが存在しない。

【 0 0 9 1 】

したがって、原子炉圧力容器 2 0 1 の周りのドライウェル 2 3 1 の下部空間容積が最小化でき、この少ない空間への注水も容易なため、過酷事故対策において

その事象の進展を阻止する炉心溶融物の原子炉压力容器内保持（IVR：In Vessel Retention）が容易にできる構造となっている。しかも、ドライウェル 2 3 1 の下部空間容積が最小化されていることから、高速で満水となり、さらに給水も迅速に行なうことによって一層効果の高いものとなる。

【 0 0 9 2 】

なお、本実施形態の沸騰水型原子炉においては、炉出力および炉水位等を計測するための全ての炉内計装に使用される炉内計装配管ノズルが、燃料集合体 2 0 6 が装荷された炉心 2 0 2 の位置よりも上方に設置されている。これにより、原子炉压力容器 2 0 1 の炉心 2 0 2 位置よりも下方にはノズル類が配置されない構成とすることが容易である。したがって、原子炉压力容器 2 0 1 を一体として上方に取り出すことが容易であり、この原子炉压力容器 2 0 1 を上方に取り出す時に計装配管を切断する場合にも炉水が漏れることはなく、また炉内に燃料を残したままの原子炉压力容器 2 0 1 一体取り出しが可能となっている。

【 0 0 9 3 】

図 3 は本実施形態のプラントにおける系統構成を示している。

【 0 0 9 4 】

この図 3 に示すように、本実施形態では非常用炉心冷却系として減圧弁 2 2 4 がガードパイプ 4 0 7 内に設けられるとともに、前述した重力落下式炉心冷却水注入系配管 2 3 4 が設けられ、炉心が圧力抑制プール水の重力落下によって急速に冠水状態となり、安全性確保が図られるようになっている。

【 0 0 9 5 】

また、非常用復水器 2 2 5 が設けられている。この非常用復水器 2 2 5 には、原子炉压力容器 2 0 1 からの蒸気が非常用復水器蒸気配管 2 2 6 を介して導入され、この非常用復水器 2 2 5 で復水となった水が、非常用復水配管 2 2 7 を介して炉心 2 0 2 に戻されるようになっている。これにより、原子炉過渡事象などで原子炉を安全に停止する必要がある場合などに、原子炉を高温で隔離された状態で停止できるようになっている。

【 0 0 9 6 】

図 4 は原子炉压力容器 2 0 1 の変形例を示している。

【 0 0 9 7 】

この図4に示した構成例では、原子炉压力容器201内の冷却水の再循環方式として自然循環に加え、逆U字形に折曲した遠心型気水分離器219と、給水配管216からの給水によって駆動されるジェットポンプ220との組み合わせにより、冷却水の自然循環の増強と、原子炉出力の制御とを可能としている。

【 0 0 9 8 】

すなわち、遠心型気水分離器219はシュラウドヘッド207から配管で立ち上がり、内側に開放した逆U字部で遠心力により気水分離され、蒸気は上方のドームへ、一方残りの水は受け側の回収ノズルで回収され下流のディフューザで圧力回復して配管内を下降して、原子炉圧力ドーム側（水面を形成する領域）とは仕切られた炉心入口側の空間であると同時に、給水と遠心型気水分離装置での未回収水を回収するために設けられた、給水により駆動されるジェットポンプ吐出側領域に並列に接続されている。なお、217は非常用炉心冷却系配管であり、炉心202の上方に配置されている。また、この例では蒸気乾燥器が円筒型蒸気乾燥器218としてあり、この円筒型蒸気乾燥器218に接続された主蒸気管215が原子炉压力容器201の上端部から導かれている。他の構成は図1に示したものと略同様である。

【 0 0 9 9 】

このような遠心式気水分離器219を用いることにより、炉内の冷却水の循環力が増加し、稠密炉心の採用も可能となり、原子炉压力容器201の高さを従来の強制循環炉と同程度に低くすることができる。

【 0 1 0 0 】

図5は原子炉压力容器201の他の変形例を示している。

【 0 1 0 1 】

この例では、図1に示した内蔵型制御棒駆動機構211に代え、上方引抜き型の制御棒212の駆動系として、加圧水型原子炉でも普及している上部外装制御棒駆動機構235を採用している。この場合は、制御棒駆動軸214を原子炉压力容器上部の蒸気ドームと上鏡を貫通させる必要があるため、併せて蒸気乾燥器210が原子炉压力容器201の側壁に面した円筒型とされている。他の構成は

図 1 に示したものと略同様である。

【 0 1 0 2 】

このような上部外装制御棒駆動機構 2 3 5 を採用することにより、本プラント概念を容易に実施することが可能である。

【 0 1 0 3 】

図 6 ～ 図 9 は、原子炉圧力容器 2 0 1 内に設けられる弁機構およびその作用を示している。本実施形態は、炉心 2 0 2 を構成する燃料集合体 2 0 6 の上方位置に炉心シュラウド 2 0 3 の内側から外周側へ任意に開放できる弁を設けたものである。

【 0 1 0 4 】

すなわち図 6 に示すように、炉心 2 0 2 の上方、例えばシュラウドヘッド 2 0 7 部分の内側から外側へ貫通するパイプ等の流路を設け、この流路のダウンカマー部 3 0 3 側に任意に開放できる原子炉圧力容器内蔵弁 3 0 2 を取付けてある。これにより、チムニー効果を得ることなく炉心シュラウド 2 0 3 の途中において圧力差によって内方から外方へ、冷却水を流通することができるようになっている。なお、原子炉圧力容器内蔵弁 3 0 2 の構成およびその設置設置場所等については、図 6 に示した構成および位置に限られず、後述する図 8 および図 9 のように、種々変更または応用等が可能である。すなわち、設置位置としては、炉心流量を低減するのに必要なチムニーのエレベーションの位置であれば、任意に弁位置を選定することができる。

【 0 1 0 5 】

このような構成において、通常の運転時には、原子炉圧力容器内蔵弁 3 0 2 が閉じられ、弁流路は遮蔽状態となっている。そして、必要に応じて任意に流路を必要量開放できるようになっている。例えば運転時には、図 6 に矢印で示すように、原子炉圧力容器 2 0 1 内の自然循環路に沿って冷却水が循環するが、炉心 2 0 2 の出口から気水分離器 2 0 9 までの距離（チムニー部）を長くすることにより、ダウンカマー部 3 0 3 の水頭圧（密度×重力加速度×高さ）を大きくし、冷却水を循環させる駆動力が大きくなるようにする。

【 0 1 0 6 】

そして、例えば万一の A T W S (「運転時の異常な過渡変化」時のスクラム失敗)が発生した場合には、図 7 に示すように、原子炉圧力容器内蔵弁 3 0 2 を開放することにより、ダウンカマー部 3 0 3 の長さを短くするとともに、密度の小さい炉心シュラウド内部の二相流を流出させることにより、ダウンカマー部 3 0 3 の水頭圧を低減させる。その結果、炉心入口流量を減少させることによりボイド量が増加し、負の反応度が投入されることにより原子炉出力を抑制することができる。なお、通常運転時における出力制御として利用することも可能である。

【 0 1 0 7 】

図 8 は、原子炉圧力容器内蔵弁 3 0 2 の一構成例を示している。

【 0 1 0 8 】

この図 8 に示した原子炉圧力容器内蔵弁 3 0 2 は、例えばシュラウドヘッド 2 0 7 に通水孔 3 0 4 を穿設するとともに、このシュラウドヘッド 2 0 7 の通水孔 3 0 4 を直接開閉する電動式または磁気駆動式等の弁を設けたものである。この原子炉圧力容器内蔵弁 3 0 2 は、密閉ケース 3 0 5 に設けたステータ 3 0 6 と、これに対応したロータ 3 0 7 とを備え、ロータ 3 0 7 によって回転するボールナット 3 0 8 で弁軸 3 0 9 を軸方向に進退駆動させ、この弁軸 3 0 9 に設けた弁体 3 1 0 によって通水孔 3 0 4 を開閉できるようにしたものである。この図 8 の例では、弁体 3 1 0 を炉心シュラウド 2 0 3 の内側に配置してある。

【 0 1 0 9 】

図 9 は、弁体 3 1 0 を炉心シュラウド 2 0 3 の外側に配置した例を示している。なお、これらの図示以外の構成を、種々採用できることは勿論である。

【 0 1 1 0 】

次に、図 1 0 および図 1 1 によってドライウェル冠水等による熱交換機能について説明する。図 1 0 および図 1 1 は原子炉格納容器 4 0 1 部分の拡大断面図であり、図 1 0 (A) は、常用冷却系によって行なわれる通常運転時の冷却作用、および原子炉圧力容器 2 0 1 内の炉水位低下時の作用を示している。

【 0 1 1 1 】

図 1 0 (B) に示すように、原子炉格納容器 4 0 1 の壁 4 0 2 は例えば縦方向のリブ 4 0 3 を対向面側に有しており、いわゆる船殻構造の二重鋼板として構成

されている。

【0112】

そして、本実施形態では図10(A)に示すように、この壁402により構成される圧力抑制プール404の底部と、内外周部分における対向面間隙に冷却用の水が収容されている。また、ドライウエル231側上部の空間と、プール404外周側下部の空間とが、常用冷凍機413を有する連通配管412によって連通され、ドライウエル231側で加熱された水が、圧力抑制プール404の外周側に循環する際に常用冷凍機413で冷却されるようになっている。また、これらの空間は、圧力抑制プール404の上方に設けられた静的格納容器冷却系(PCCS)プール233に連通管234を介して連通されている。これらによりドライウエル冷却系411が構成される。

【0113】

また、圧力抑制プール404の内周側には、ドライウエル231側へ連通される非常時開放用通路として、例えば上下1対のドライウエル冠水配管430が設けられ、これらのドライウエル冠水配管430には非常時開となる弁430aが設けられている。また、例えばこれらのドライウエル冠水配管430の間に位置して、圧力抑制プール404に先行注水用の注水配管235がドライウエル231に向って設けられている。この先行注水用の注水配管235には、ドライウエル冠水配管430の非常時に開となる弁430aよりも先行して開となる弁235aが設けられている。この弁235aは所定の信号または所定の温度にて開動作するか、または所定の温度にて溶融する構成となっている。

【0114】

このように構成された本実施形態においては、以下の作用が行なわれる。

【0115】

まず、原子炉通常運転中のドライウエル内の冷却としては、ドライウエル冷却系411の冷水を原子炉格納容器401の壁402の間隙に通水循環させることにより行う。この冷水としては例えば7℃程度の冷たい水を使用する。本実施形態では、ドライウエル231そのものの容積が、上述したように、格納容器構造によって小さいものとなっていることから、この水の循環によってドライウエル

2 3 1 内温度は所定温度に維持することができる。

【 0 1 1 6 】

一方、例えば万一の原子炉冷却材喪失事故などの場合には、原子炉格納容器 4 0 1 の壁面の二重鋼板で構成した空間部に通した水によって、自然力のみで原子炉格納容器を冷却することができ、これにより格納容器壁面冷却系が構成される。すなわち、原子炉格納容器 4 0 1 の内側では水が高温になる一方、原子炉格納容器 4 0 1 の外側では冷却水が昇温せず低温のままであるので、この冷却水の自然循環により冷却がなされるものである。

【 0 1 1 7 】

次に、苛酷事故として、炉心燃料が溶融して R P V 底部に落下した場合を想定すると、重力落下炉心注水系配管 2 3 4 からの注水が行なわれるが、それに先だって弁 2 3 5 a が開きまたは温度によって溶融し、注水配管 2 3 5 からドライウェル 2 3 1 に注水が行なわれる。これにより溶融燃料が冷却され減圧 2 0 1 の下鏡部分の損傷を防止することができる。その後弁 4 3 0 a が開いて下側のドライウェル冠水配管 4 3 0 から注水が行なわれ、上側の冠水配管 4 3 0 を介して水が循環するようになる。そして、原子炉圧力容器 2 0 1 の外壁面が冷却されることにより、原子炉圧力容器 2 0 1 内の溶融燃料を冷却するという I V R 概念を実施する上で、本発明の沸騰水型原子力発電プラントでは制御棒駆動機構が原子炉圧力容器上部に設置されていることから原子炉圧力容器下鏡部分の冷却が容易に行る。すなわち、原子炉格納容器 4 0 1 の壁面を船殻構造の二重鋼板で構成し、その二重鋼板の壁 4 0 2 の内部に冷却水が循環し、原子炉格納容器 4 0 2 の外側で冷却されることにより、熱交換が行なわれるものである。また、下部ドライウェル 2 3 1 と圧力抑制プール 4 0 4 との間を接続高さの異なる上下 2 ヶ所において連通管 4 3 0 で接続しているので、ドライウェル 2 3 1 と圧力抑制プール 4 0 4 で熱対流が発生し、効果的な冷却が行われる。

【 0 1 1 8 】

さらに、下部ドライウェルの隙間は、ドライウェル下部充填コンクリート 4 4 0 にて、ドライウェル空間容積を最小にしていることから、下部ドライウェル 2 3 1 を冠水させて原子炉圧力容器 2 0 1 の壁面とを冷却する場合、原子炉圧力容

器 201 の壁面を発熱源とし、原子炉格納容器 401 の壁面とを放熱源とする自然循環冷却が形成される。

【0119】

この結果、長期間に亘って安定した原子炉圧力容器壁面の冷却が行われ、かつ、発生した熱量は原子炉格納容器 401 の外方に放出されることから、格納容器内圧力の上昇を抑制しつつ、溶融燃料を原子炉圧力容器 201 内に保持した状態で苛酷事故を収束させることが可能となる。すなわち、苛酷事故時の影響を軽微にとどめることが可能となり、安全性の向上が実現できる。

【0120】

また、ドライウェル 231 内での湿分の凝縮水は、ドライウェル 231 の最下部にあるドライウェルサンプ 409 に流入落下し、その後、原子炉建屋 221 側の原子炉建屋サンプ 410 に重力排水される。このため、ドライウェル 231 内には、動的機器を設置する必要はない。

【0121】

図 12 は、苛酷事故自動冷却装置を示す説明図である。

【0122】

この苛酷事故自動冷却装置は、原子炉圧力容器 201 の底部のドライウェル 231 内に、圧力抑制プール 404 から常閉の放水用配管を導き、閉塞手段として感熱手段を適用したものである。

【0123】

すなわち、圧力抑制プール 404 ドライウェル 231 の底部とが、常閉の放水用配管としての連結管 441 で連結されている。そして、連結管 441 のドライウェル 231 底部側が、感熱手段である低融点金属（例えば、はんだ）442 により封印されている。また、連結管 441 には差圧計 443 が設置されている。

【0124】

そして万一、過酷事故が発生して炉心 202 がメルトダウンし、その溶融物が原子炉圧力容器 201 下部からドライウェル 231 の底部へ落下した場合には、封印している低融点金属 442 の温度が上昇して溶融する。そうすると、圧力抑制プール 404 から重力によって水がドライウェル 231 の底部へ流出し、溶融

物を冷却し、溶融物を原子炉格納容器 4 0 1 の内部へ封鎖状態とすることができ
る。さらに、連結管 4 4 1 内を水が流れることにより、差圧計 4 4 3 に異常を検
知することが可能となる。

【 0 1 2 5 】

図 1 3 は、ヒートパイプによる熱交換を利用した圧力抑制プール 4 0 4 とドライ
ウエル 2 3 1 との熱交換による冷却構造を示している。

【 0 1 2 6 】

すなわち、圧力抑制プール 4 0 4 とドライウエル 2 3 1 とがヒートパイプ 4 4
4 によって繋がれている。そして、万一の事故時においてドライウエル 2 3 1 に
熱が放出されてドライウエル 4 0 4 の温度が上昇した場合には、ヒートパイプ 4
4 4 により熱が圧力抑制プール 2 3 1 側へ動的な機器を必要とすることなく伝達
される。これにより、ドライウエル 2 3 1 の温度および圧力を低下することが可
能となる。ヒートパイプ 4 4 4 を使うことにより、ドライウエル 2 3 1 を冠水す
ることなく事故収束に向かわせることができる。

【 0 1 2 7 】

以上のように、本実施形態によれば、通常運転中においては、ドライウエル 2
3 1 内の冷却として原子炉格納容器 4 0 1 を構成する二重鋼板内の空間部に水を
満たし、空調系の冷水（例えば 7℃ 程度）を供給循環させてドライウエル 2 3 1
の外部から冷却を行うことにより、ドライウエル冷却ファンなどの動的機器をド
ライウエル内に設置する必要がなくなる。

【 0 1 2 8 】

そして、一定期間の運転によって燃料の使用が終了した場合には、図 1 4 に示
すように、原子炉圧力容器 2 0 1 の周囲において原子炉格納容器 4 0 1 を切断し
、その切断した原子炉圧力容器 2 0 1 を上方の引抜き空間部 4 1 4 に引き抜き、
原子炉圧力容器 2 0 1 自体を全体で容易に交換することができる。なお、本実施
形態では原子炉格納容器 2 0 1 においてドライウエル 2 3 1 側と圧力抑制プール
4 0 4 側とで内外 2 重壁構造としてあるので、原子炉圧力容器 2 0 1 交換時の原
子炉格納容器 4 0 1 の切断は、その 2 重壁を縦方向に区分する位置で切断すると
、その切断作業が効率よく行える。

【 0 1 2 9 】

また、原子炉格納容器 4 0 1 の内側にドライウエル 2 3 1 を配置するとともに、その外側に圧力抑制プール 4 0 4 を配置した二重円筒構造とし、原子炉格納容器 4 0 1 内に設置する動的機器であるポンプ・ファンなどを最小限度で備えた構成とした上で、原子炉圧力容器 2 0 1 からの主蒸気管 2 1 5 などの配管や、原子炉格納容器内設置弁などの保守を必要とする機器を二重円筒構造のドライウエル 2 3 1 部分から外側に延びるガードパイプ 4 0 7 内に収容しているので、弁などの保守はガードパイプ内で行うことができる。

【 0 1 3 0 】

また、ドライウエル 2 3 1 内に設置する動的な機器も最小限化され、制御棒 2 1 2 をメンテフリーとすること、さらに炉内循環方式を自然循環方式としてインターナルポンプなどの動的なポンプを削除すること、炉内計装などは原子炉圧力容器 2 0 1 上部からの挿入方式とすること等によって、原子炉格納容器をコンパクトにすることができ構成の簡素化が図れる。

【 0 1 3 1 】

さらに、原子炉格納容器 4 0 1 の隔離弁は極力格納容器外部で 2 弁設置とし、ドライウエル内サンプ 4 0 9 はドライウエル 2 3 1 の下部に設置するが、その排水には重力が利用でき、ドライウエル 2 3 1 内にはサンプポンプなどの動的機器を設置する必要がない。

【 0 1 3 2 】

なお、ドライウエル 2 3 1 内に設置する必要がある原子炉圧力容器の逃し安全弁、真空破壊弁、非常用炉心冷却系としての減圧弁、重力落下式炉心注水弁およびドライウエル冠水弁等については、ガードパイプ 4 0 7 内に設置することにより、メンテナンス時に作業員がドライウエル環境から保護され、被曝量の少ない状態に維持することができ、保守等が容易に行える。

【 0 1 3 3 】

また、使用済燃料については、上述したようにドライウエル 2 3 1 の円筒部分が二重鋼板の構造で容易に切断できるうえ、原子炉圧力容器 2 0 1 と一体のままでは他の圧力抑制プールやガードパイプ部分と切り離すことができるので、その後

ドライウェルおよび原子炉压力容器 2 0 1 の切断部分を閉塞して、ドライウェル部分に水を満たして冠水冷却状態とすることにより、原子炉压力容器を外側から冷却して原子炉压力容器 2 0 1 内の燃料冷却を維持した状態で移送船等へ一体搬送することができる。

【 0 1 3 4 】

さらにまた、使用済み燃料プールおよびその付属設備を不要とすることができる上、原子炉建屋 2 2 1 とタービン建屋等の耐震グレードが異なる建屋を同一建屋とすることにより、耐震設計や建築設計がまとめて一つで行うことができる。そして、建屋とともに配管およびタービン等も一体として免震構造基礎の上に設置することにより、全免震装置 4 1 3 を共通化して耐震設計条件を緩和することができ、設計の標準化および合理化も図れる。

【 0 1 3 5 】

また、一体化した原子炉建屋 2 2 1 をモジュール単位として工場で製作し、現地搬送することにより、必要なモジュール数だけ組合せることができ、プラント出力に合わせてモジュールを選択することができる。

【 0 1 3 6 】

【発明の効果】

以上で詳述したように、請求項 1 の発明によれば、コンパクトで経済的な原子力発電プラントを提供することができる。

【 0 1 3 7 】

請求項 2 の発明によれば、静的安全系の重力落下非常用炉心注水系を適用した場合でも、圧力抑制プール内に重力落下非常用炉心注水系の水源を確保することができ、格納容器の大きさのコンパクト化が実現できる。

【 0 1 3 8 】

請求項 3 の発明によれば、原子炉压力容器下部のノズル・配管などの障害物を全て削除でき、ドライウェル下部の容積が最小化できるので、重力落下非常用炉心注水系で冠水すべきプール容量が最小化され、過酷事故対策においてその事象の進展を阻止する炉心溶融物の原子炉压力容器内保持（IVR：In Vessel Retention）が容易にできるようになる。

【 0 1 3 9 】

請求項 4 の発明によれば、A T W S (「運転時の異常な過渡変化」時のスクラム失敗)が発生した場合には、原子炉停止のためのほう酸水注入系が作動するまで、出力を抑制することが可能となる。

【 0 1 4 0 】

請求項 5 の発明によれば、冷却水喪失事故などの時に必要な原子炉格納容器からの除熱がコンパクトで単純な、自然力を利用したシステムでできるので、信頼性および経済性の点で有利となる。

【 0 1 4 1 】

請求項 6 の発明によれば、苛酷事故時に炉心が溶融した場合においても、容易に溶融炉心を圧力容器内に保持したまま圧力容器壁面の冷却と格納容器外への放熱を行うことが可能となり、かつ苛酷事故時の影響を軽微にとどめることが可能となり、安全性の向上が実現できる。

【 0 1 4 2 】

請求項 7 の発明によれば、ドライウェル内には動的機器は設置する必要がなくなり、ドライウェル内でのメンテフリーとなり、かつ必要スペースも合理化される。

【 0 1 4 3 】

請求項 8 の発明によれば、炉心溶融が発生した場合に、溶融物を格納容器内部に動的な機器なしで、冷却、隔離することができる。また、異常を確実に検知することができる。

【 0 1 4 4 】

請求項 9 の発明によれば、事故時にドライウェルに放出された熱を動的な機器無しで圧力抑制プール側へ伝えることができ、そしてドライウェルを冠水すること無く事故を収束に向かわせることができる。これにより、プラントの信頼性を向上させることができる。

【 0 1 4 5 】

請求項 1 0 の発明によれば、弁などの保守のために作業員がドライウェルの高線量エリア内に入って行う必要がなくなり、一部限定されたガードパイプ内のみ

の作業で良いことになり、被爆量の低減が可能となる。

【 0 1 4 6 】

請求項 1 1 の発明によれば、全ての設備についての同一建屋の利用が可能となり、経済性の点で有利となる。

【 0 1 4 7 】

請求項 1 2 の発明によれば、ドライウェル円筒部を含めた原子炉圧力容器の一体交換ができるようになる。

【 0 1 4 8 】

請求項 1 3 の発明によれば、一体化した原子炉建屋モジュールを免震構造の基礎上に設置することにより、建屋および機器設備の標準化設計が容易にできるようになる。

【 0 1 4 9 】

請求項 1 4 の発明によれば、一体化した建屋モジュールを工場で製作・現地搬送し、必要なモジュール数だけをサイトに配置することにより、プラント出力を任意に選択することができる。

【図面の簡単な説明】

【図 1】

本発明の一実施形態による沸騰水型原子力発電プラントの原子炉構成を示す概略断面図。

【図 2】

本発明の一実施形態による原子炉建屋を示す概略構成図。

【図 3】

本発明の一実施形態による原子炉およびタービン系統を示す図。

【図 4】

本発明の一実施形態による原子炉圧力容器の変形例を示す概略断面図。

【図 5】

本発明の一実施形態による原子炉圧力容器の他の変形例を示す概略断面図。

【図 6】

本発明の一実施形態による弁閉時の炉心冷却水の流れ状態を示す図。

【図 7】

本発明の一実施形態による弁開時の炉心冷却水の流れ状態を示す図。

【図 8】

本発明の一実施形態による冷却水循環量調節用の弁構成を示す説明図。

【図 9】

本発明の一実施形態による他の弁構成を示す説明図。

【図 1 0】

(A) は本発明の一実施形態による冷却作用を説明する図、(B) は原子炉格納容器の壁の拡大斜視図。

【図 1 1】

本発明の一実施形態による他の冷却作用を説明する図。

【図 1 2】

本発明の一実施形態における過酷事故自動冷却装置を説明する図。

【図 1 3】

本発明の一実施形態における他の過酷事故自動冷却装置を説明する図。

【図 1 4】

本発明の一実施形態による原子炉圧力容器交換時の引き上げ状態を示す説明図。

【図 1 5】

従来の沸騰水型原子炉を示す概略断面図。

【図 1 6】

他の従来例を示す概略断面図。

【図 1 7】

別の従来例を示す概略断面図。

【図 1 8】

さらに別の従来例を示す概略断面図。

【符号の説明】

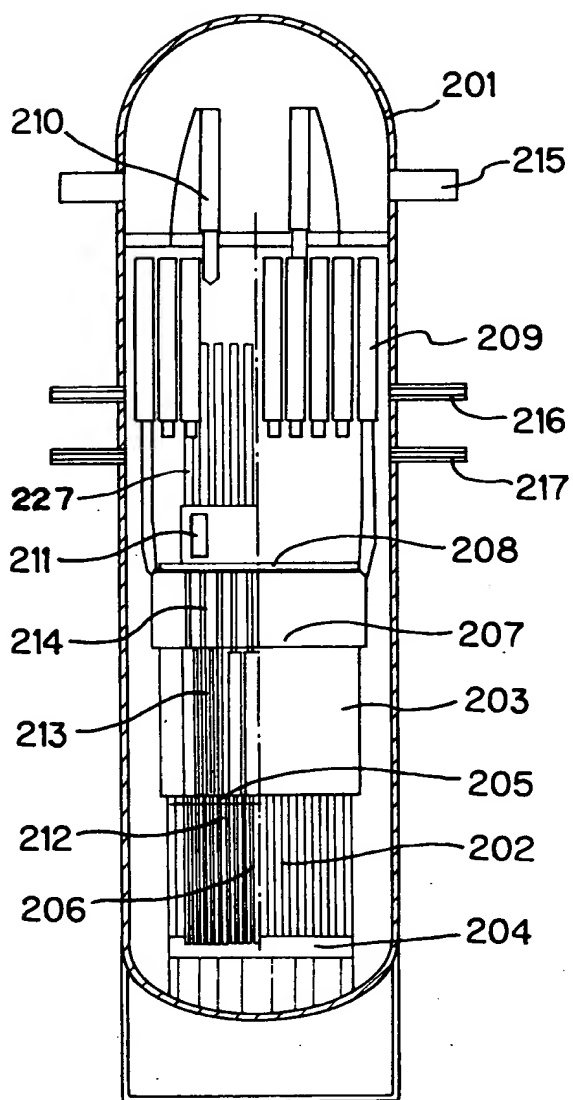
2 0 1 原子炉圧力容器

2 0 2 炉心

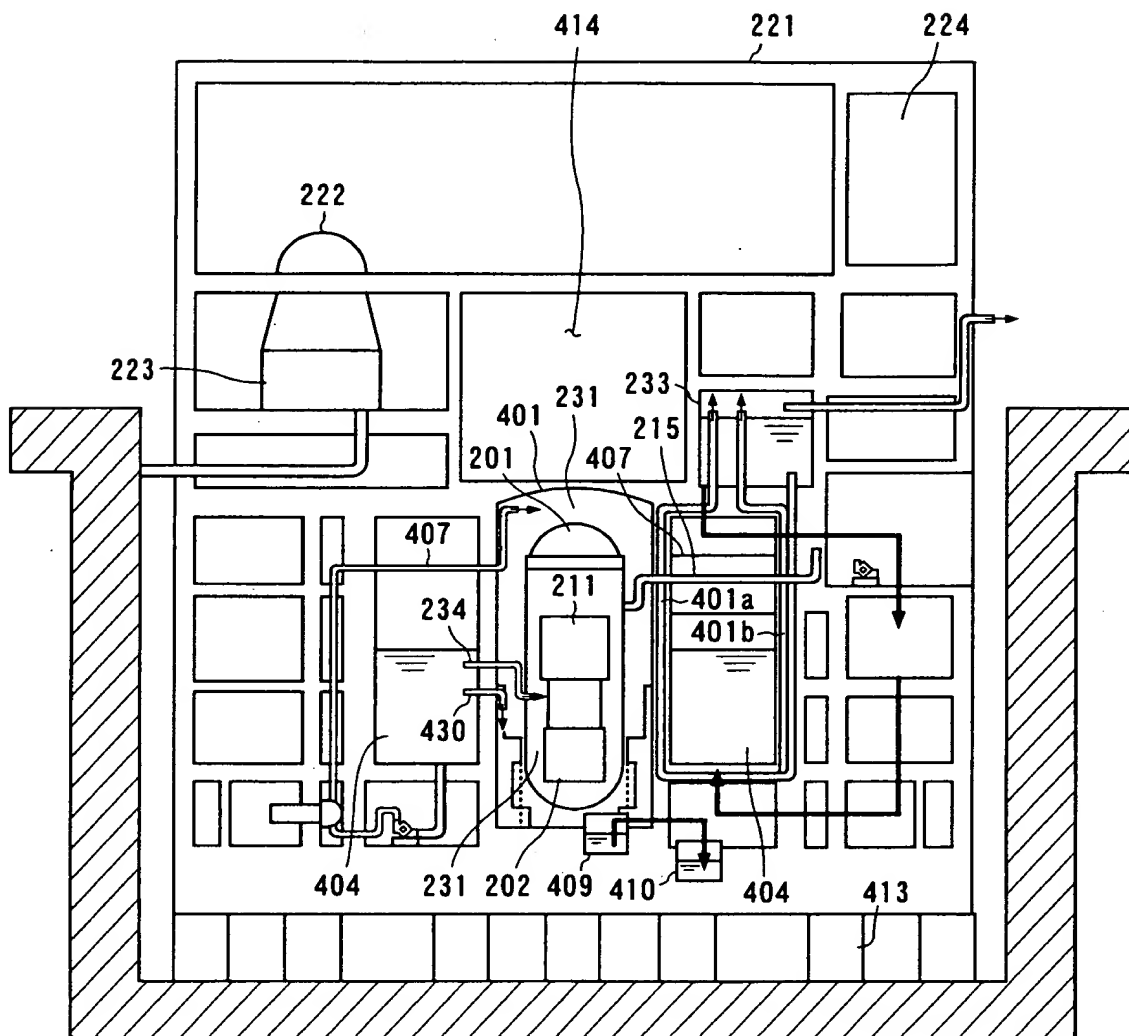
- 2 0 3 炉心シュラウド
- 2 0 4 炉心支持板
- 2 0 5 上部格子板
- 2 0 6 燃料集合体
- 2 0 7 シュラウドヘッド
- 2 0 8 制御棒支持機構支持格子
- 2 0 9 気水分離器
- 2 1 1 内蔵型制御棒駆動機構
- 2 1 2 制御棒
- 2 1 3 制御棒案内筒
- 2 1 4 制御棒駆動軸
- 2 1 5 主蒸気管
- 2 1 6 給水配管
- 2 1 7 非常用炉心冷却系配管
- 2 1 9 遠心型気水分離器
- 2 2 0 ジェットポンプ
- 3 0 1 シュラウドヘッド
- 3 0 2 原子炉圧力容器内蔵弁
- 3 0 3 ダウンカマー部
- 4 0 1 原子炉格納容器
- 4 4 2 低融点金属
- 4 4 1 連結管
- 4 4 3 差圧計
- 4 4 4 ヒートパイプ

【書類名】 図面

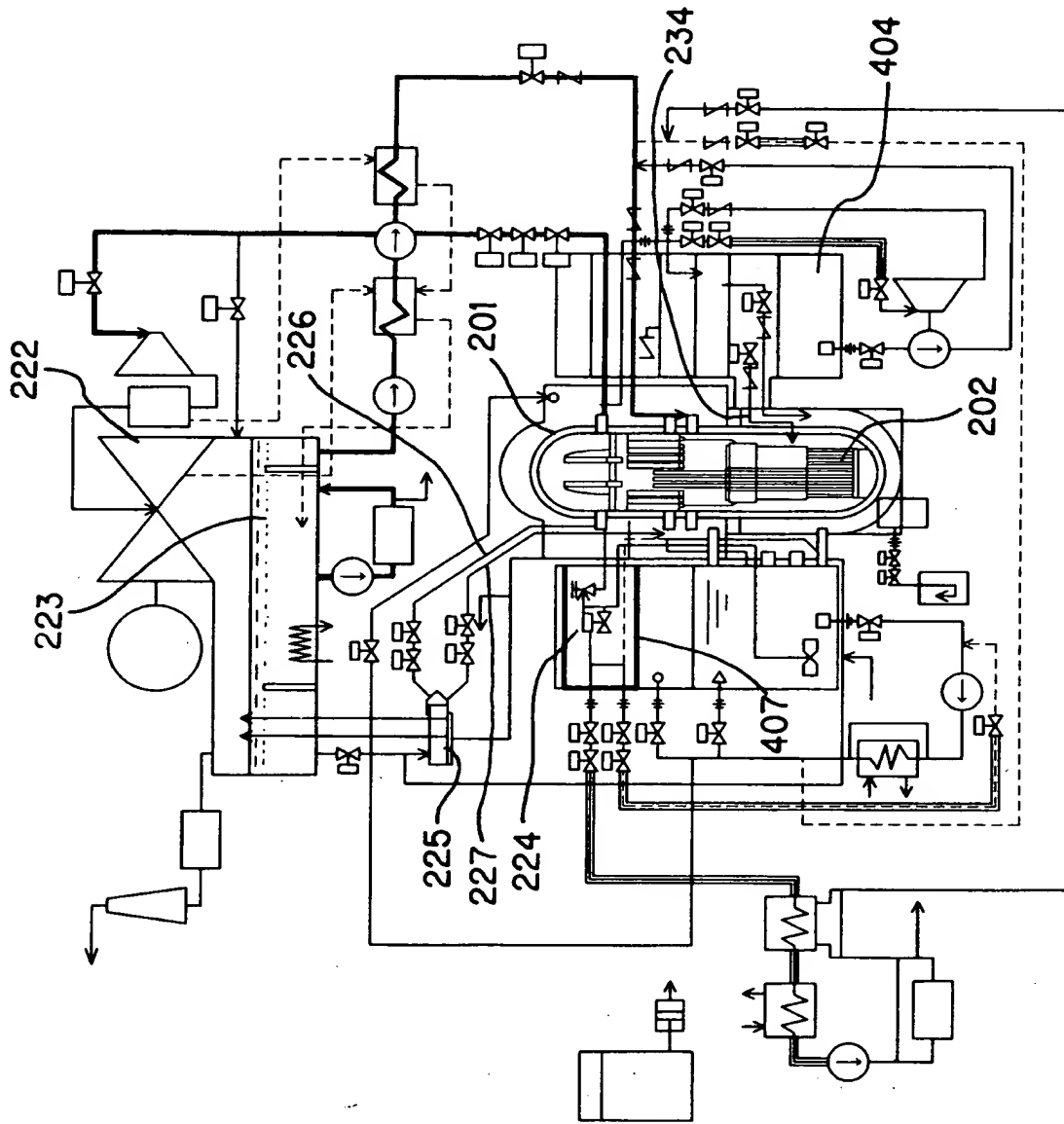
【図 1】



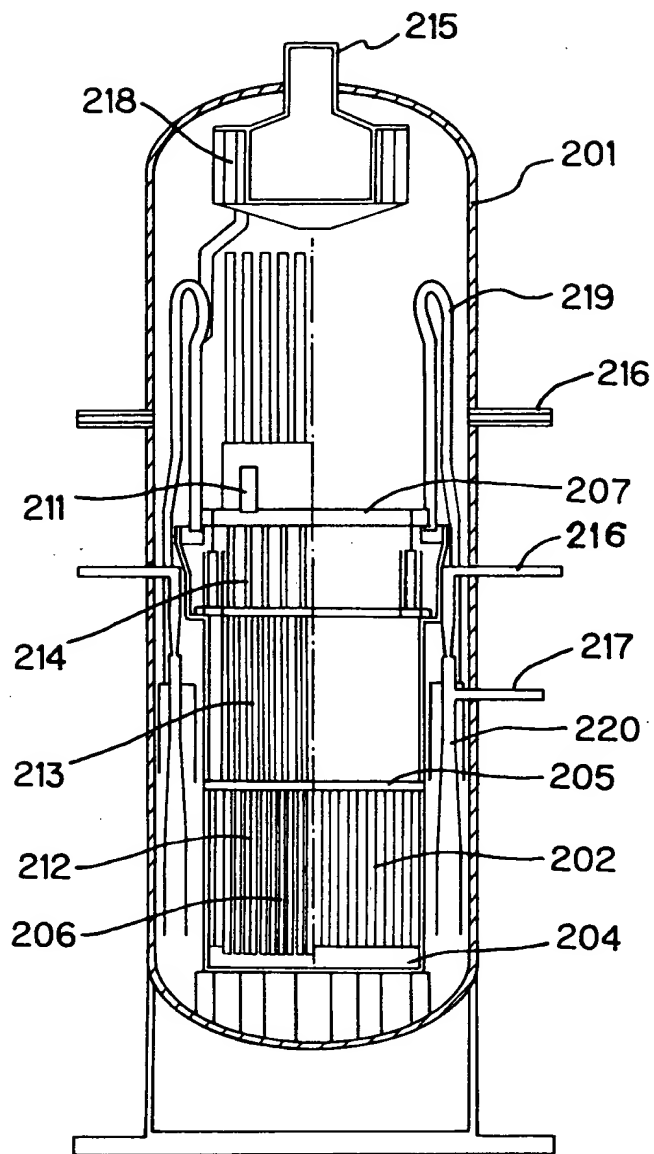
【図 2】



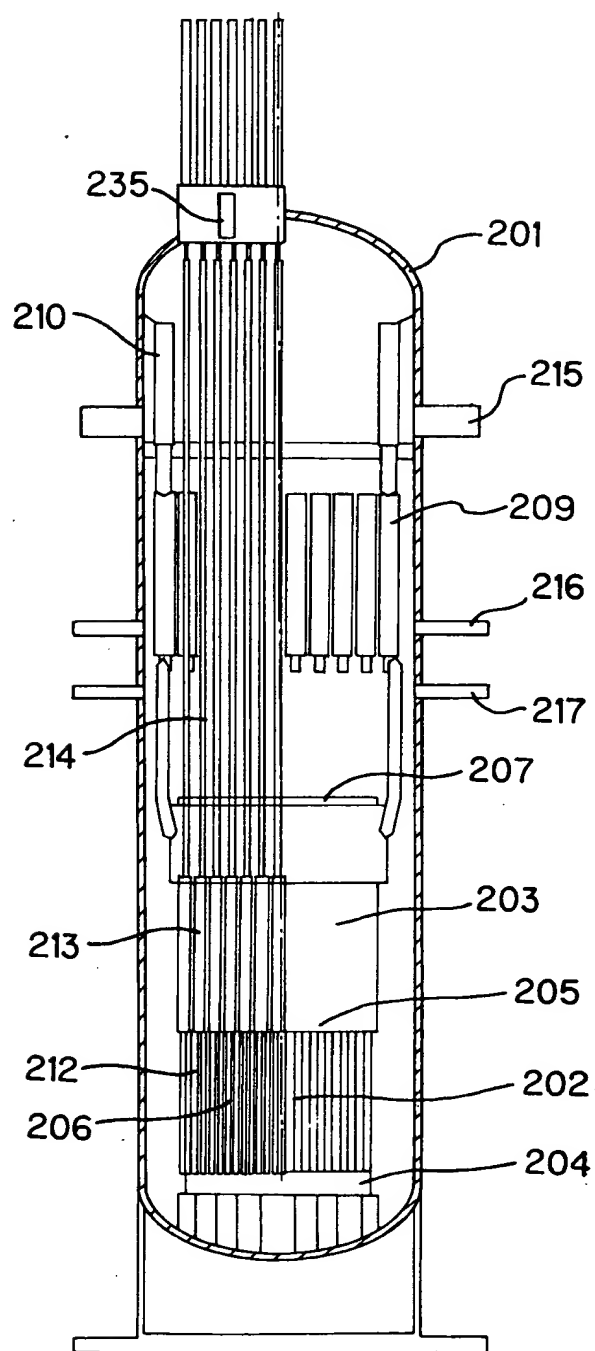
【図 3】



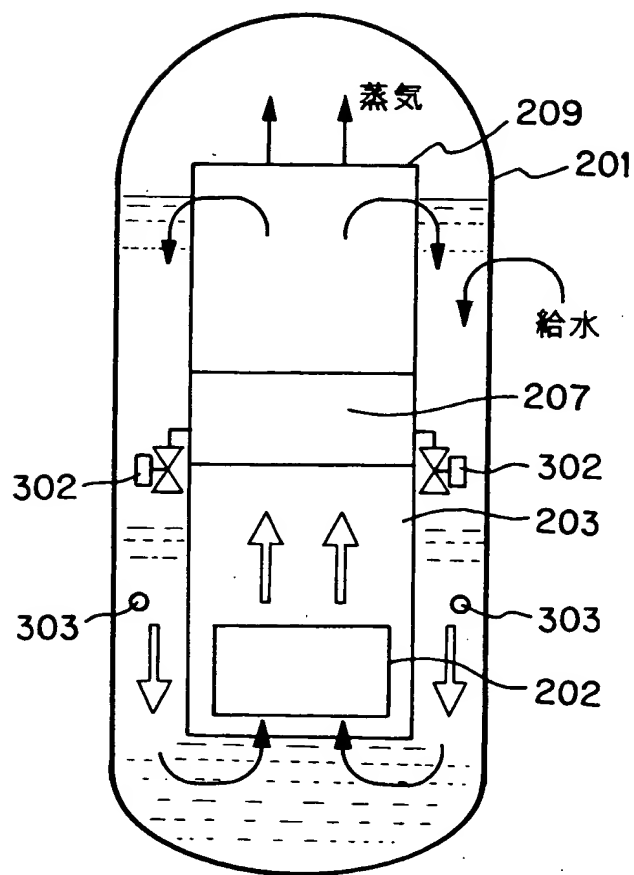
【図4】



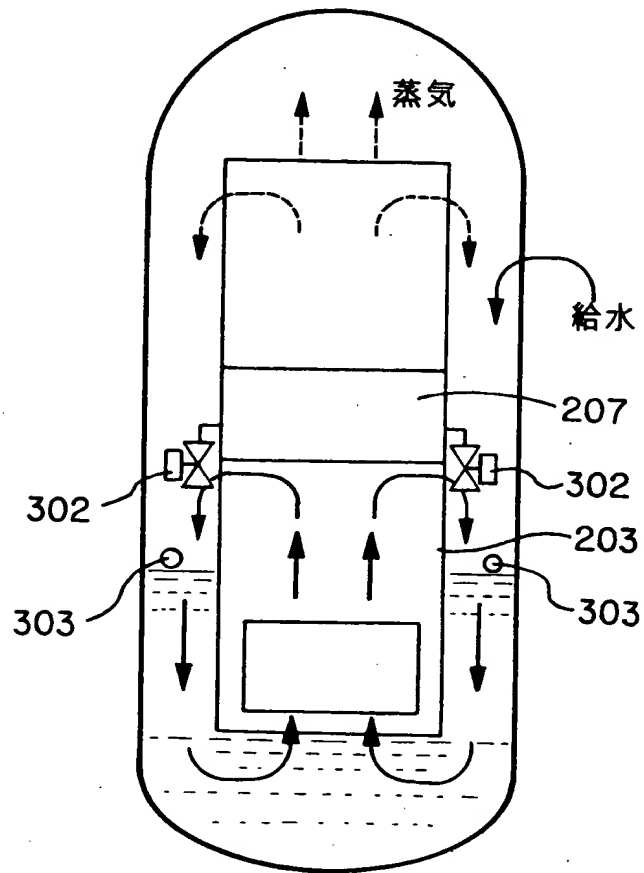
【図 5】



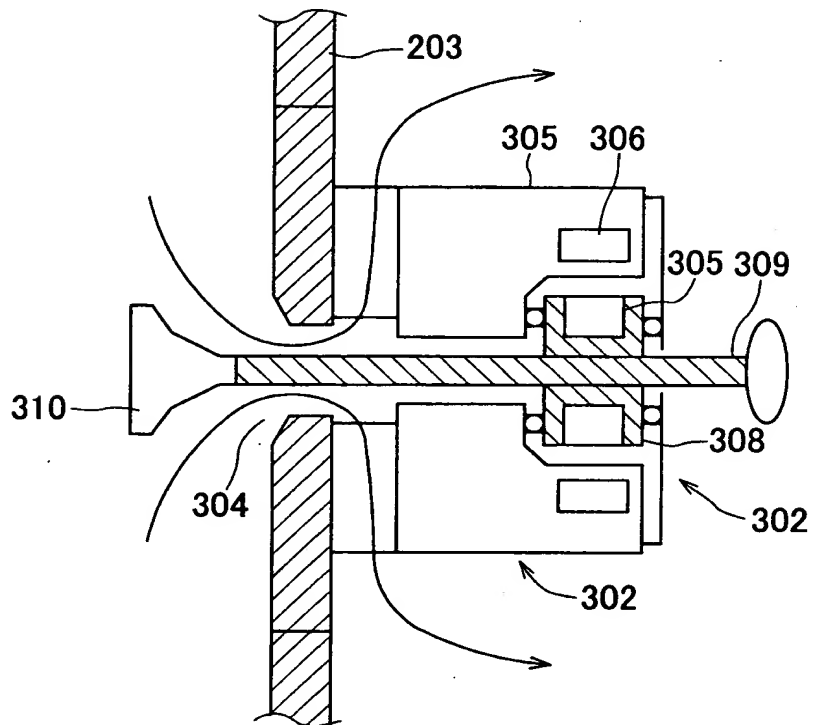
【図 6】



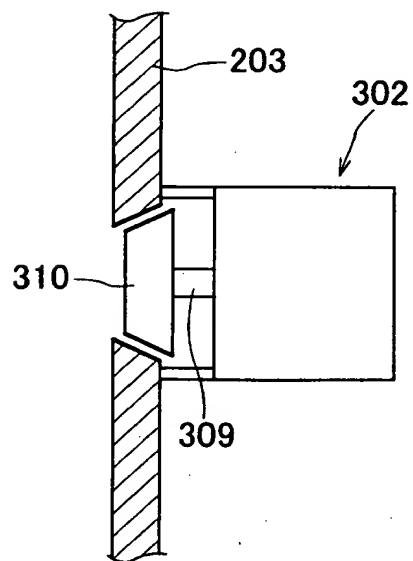
【図 7】



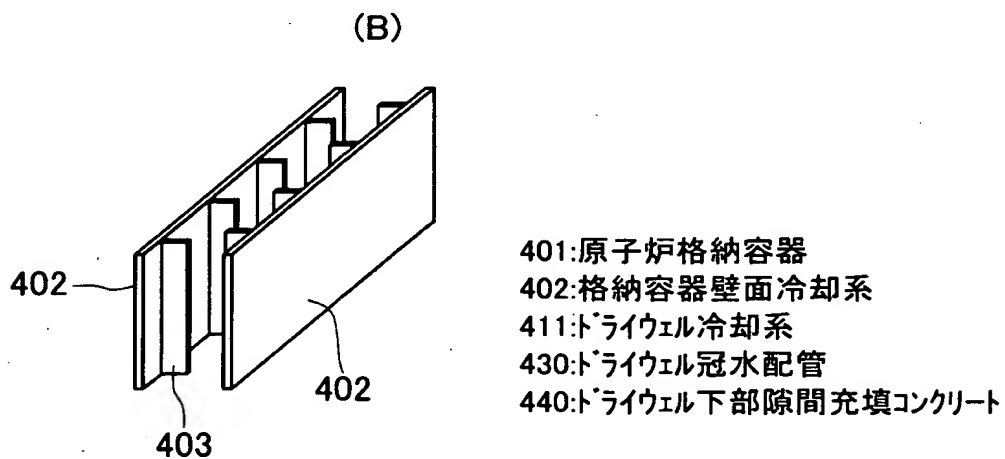
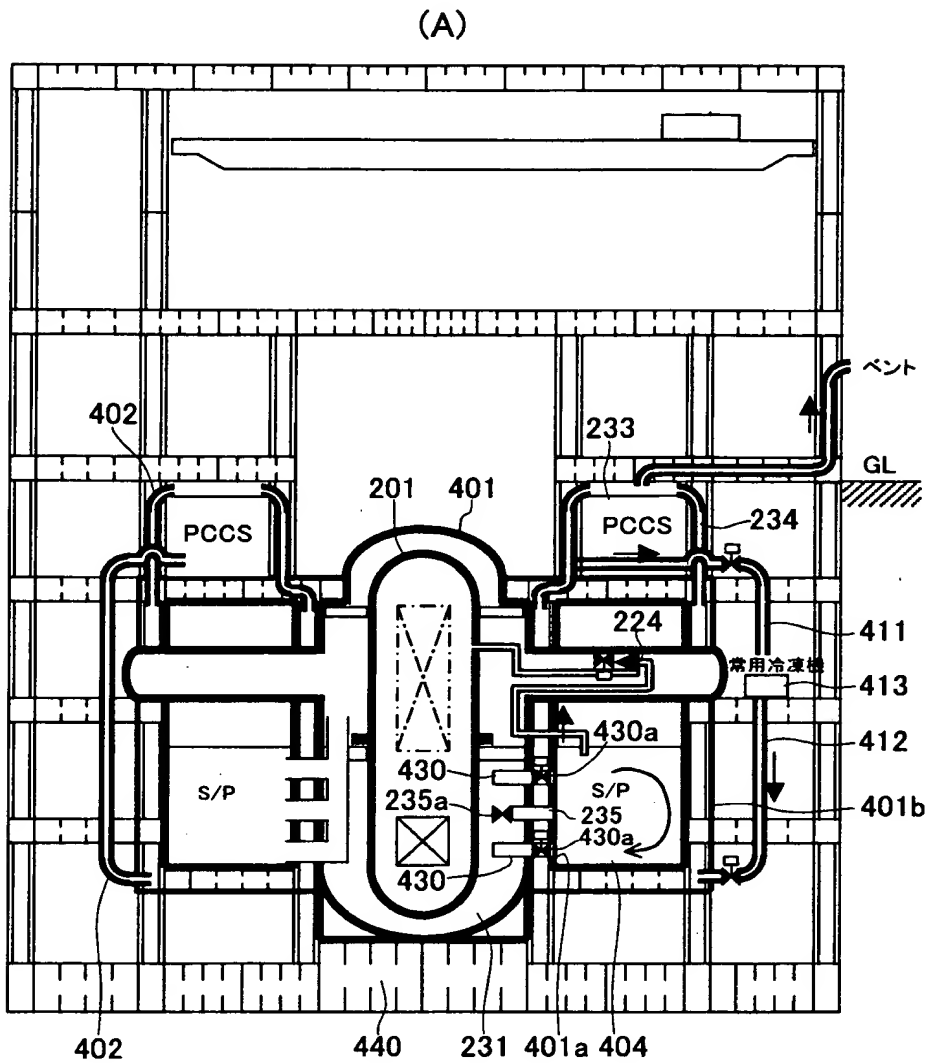
【図 8】



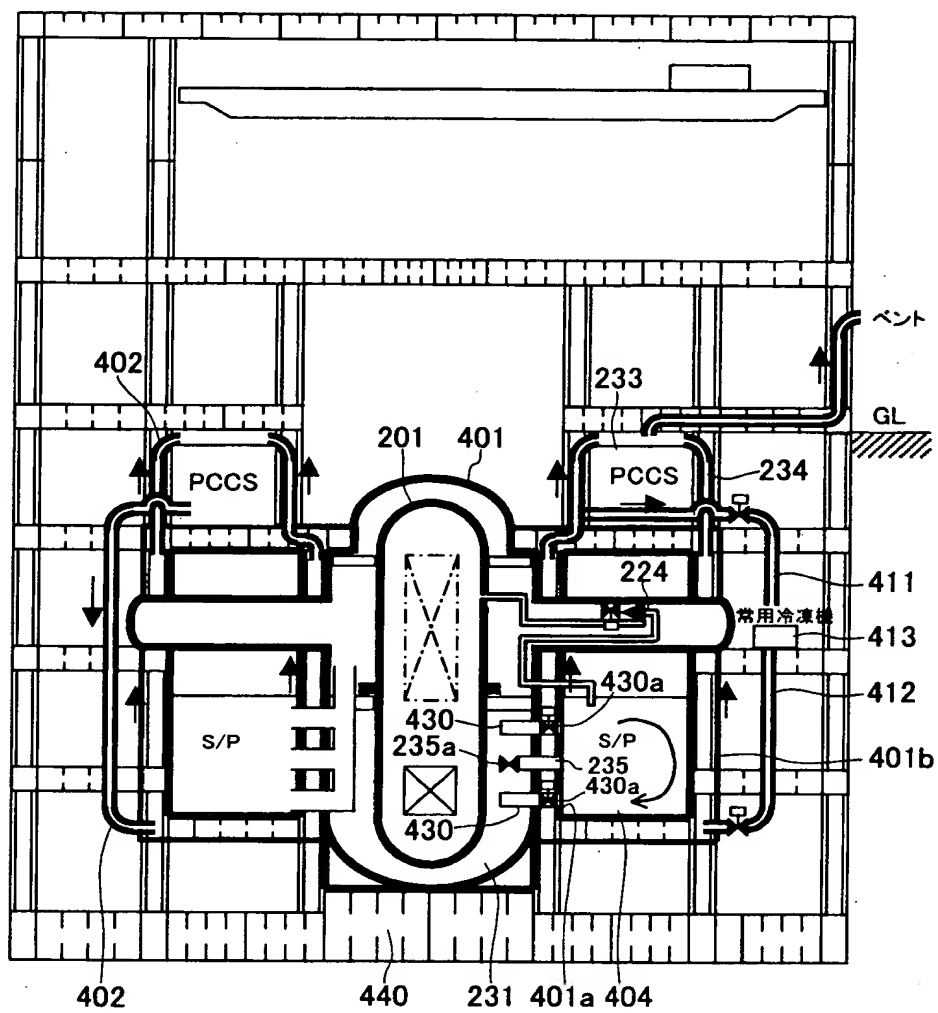
【図 9】



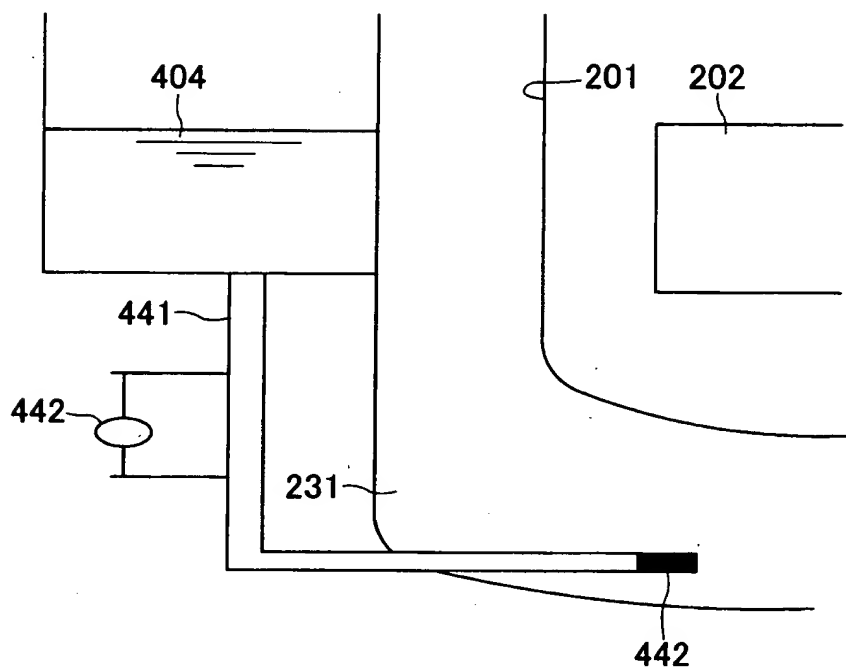
【図10】



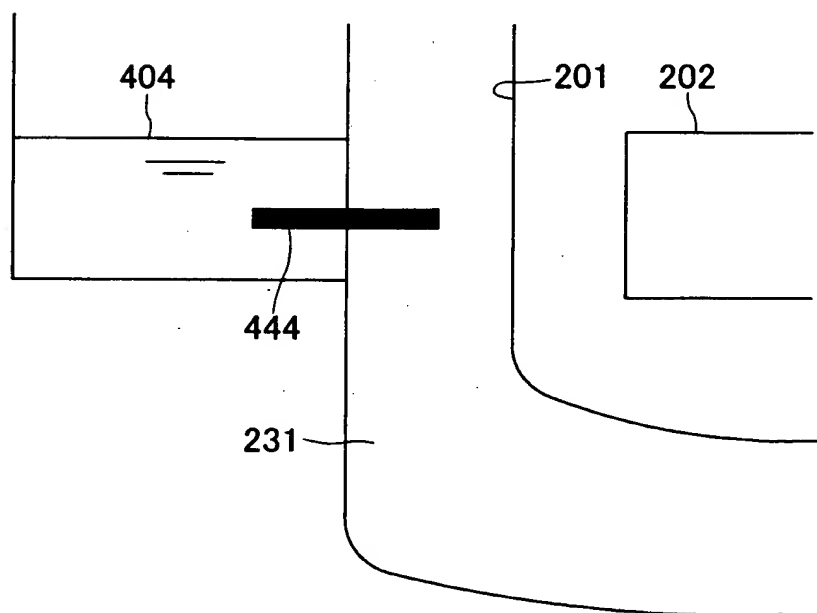
【図 11】



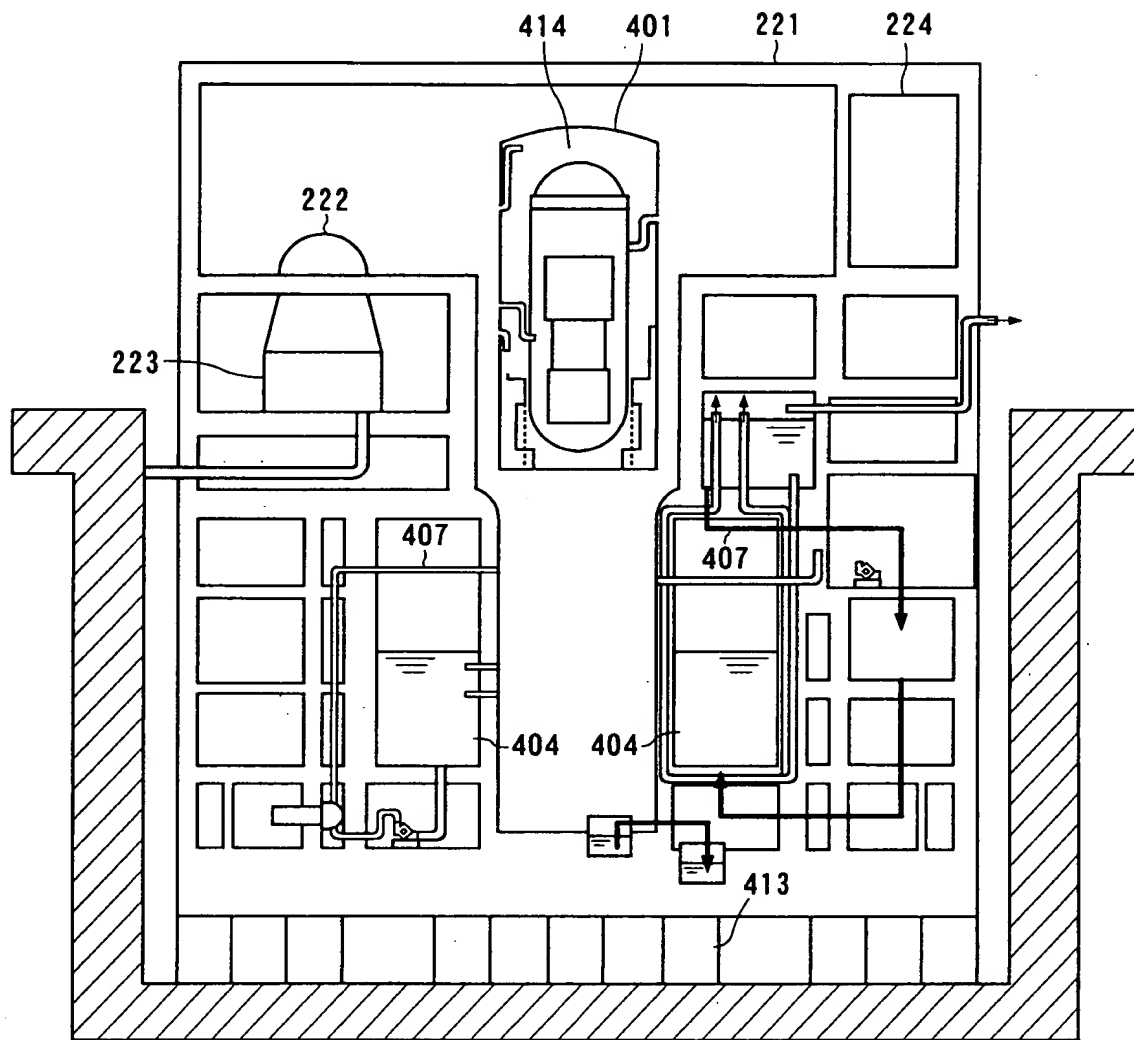
【図 1 2】



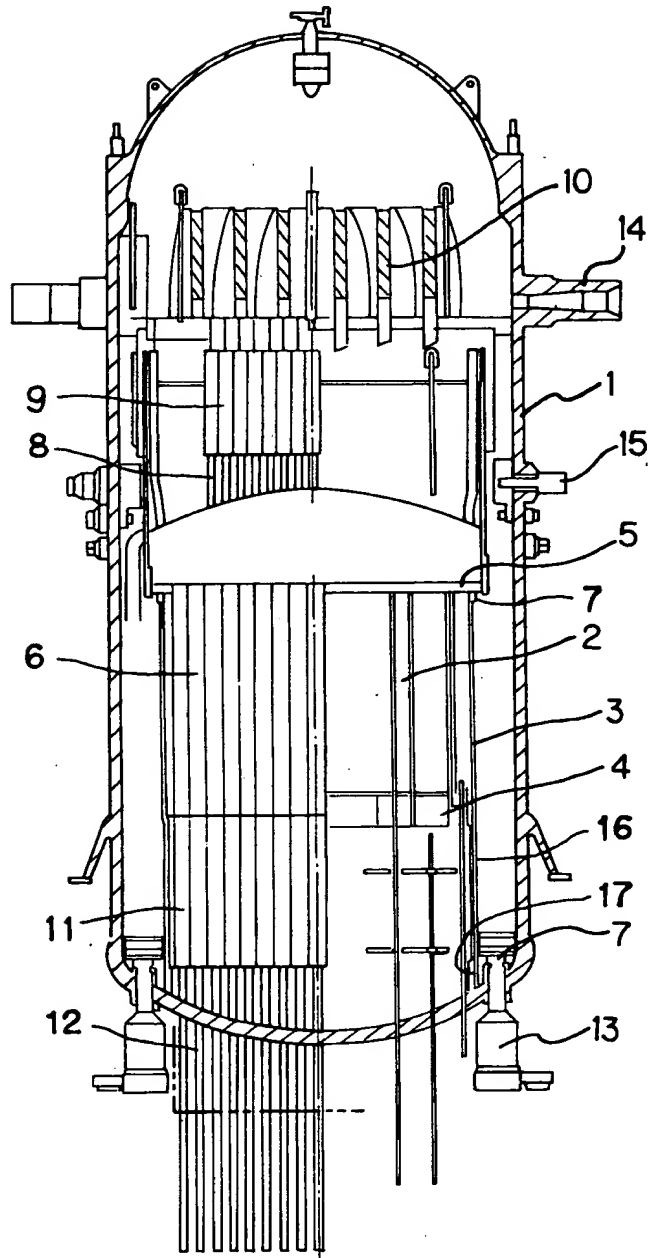
【図 1 3】



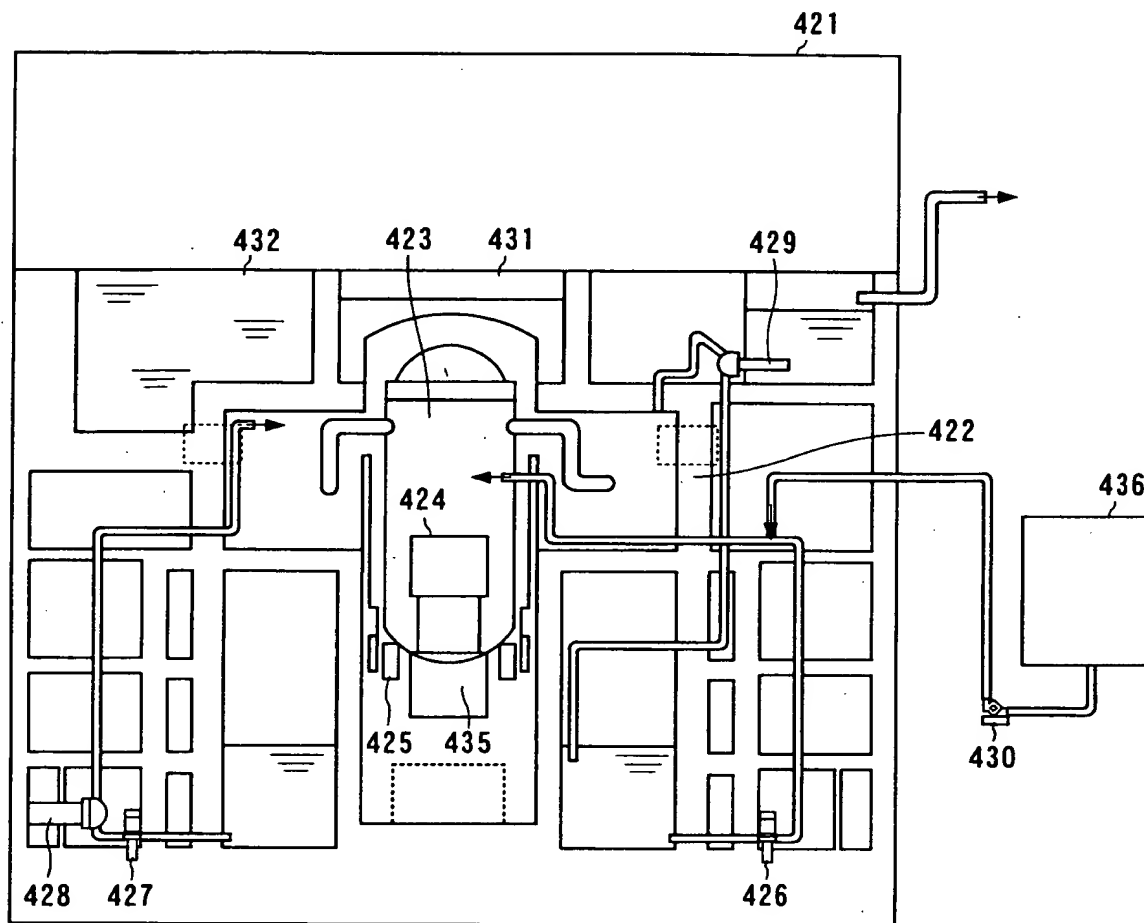
【図 14】



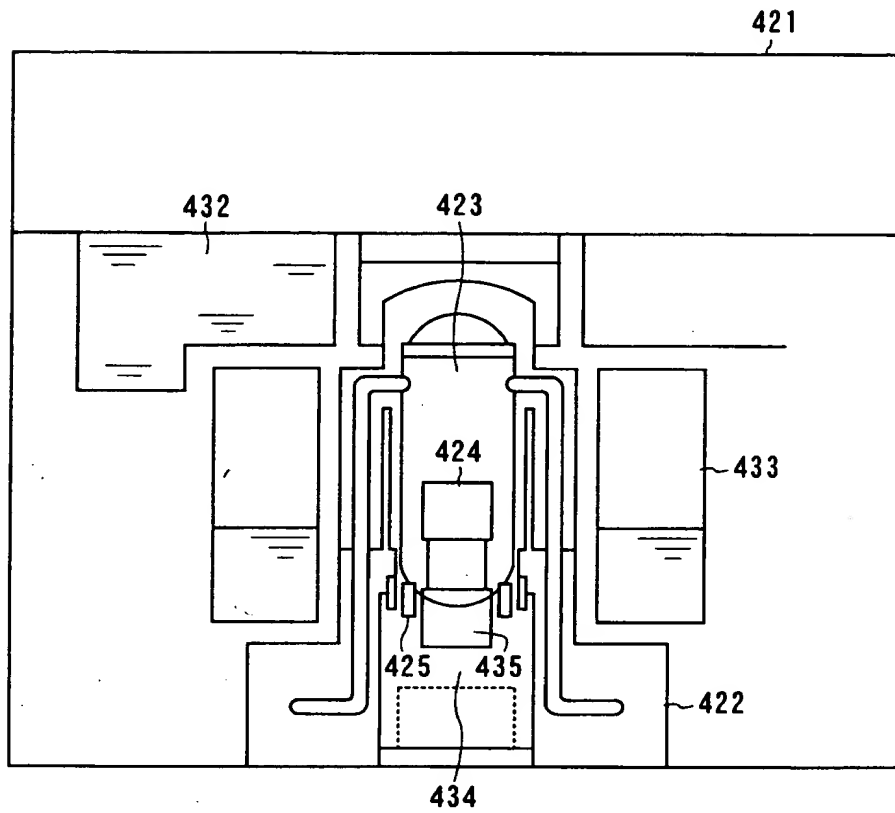
【図15】



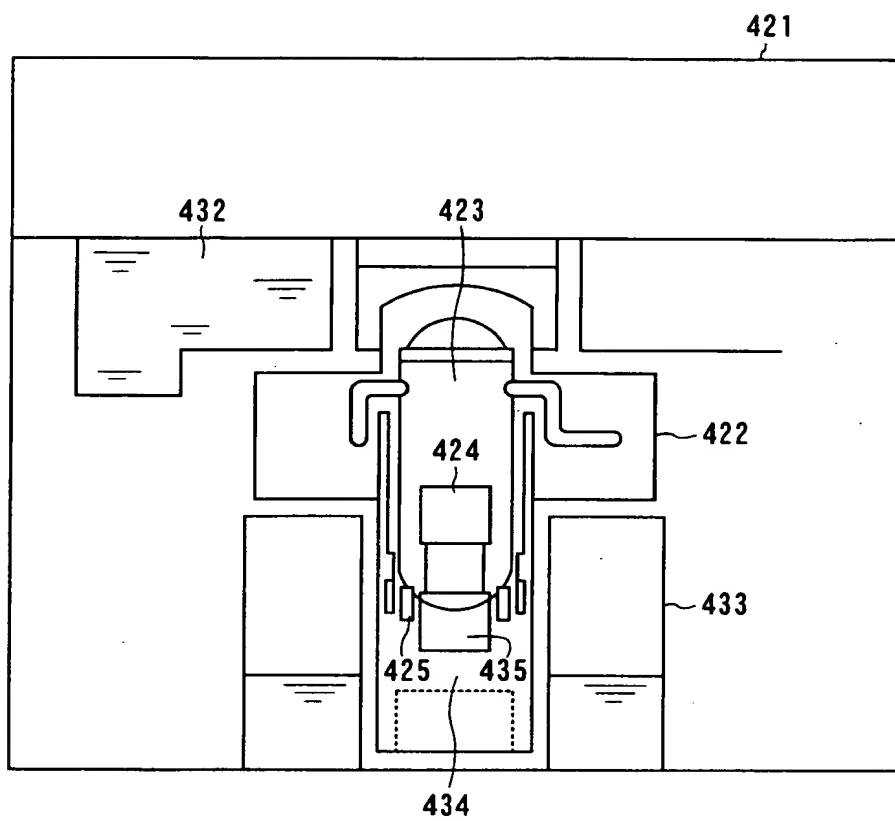
【図 16】



【図 17】



【図 1 8】



【書類名】 要約書

【要約】

【課題】 コンパクトで経済的な原子力発電プラントを提供する。

【解決手段】 原子炉圧力容器 2 0 1 の内底部に、炉心支持板 2 0 4、上部格子板 2 0 5 およびこれらによって支持された燃料集合体 2 0 6 からなる炉心 2 0 2 を設け、上部格子板上に制御棒案内筒 2 1 3 および炉心シュラウド 2 0 3 を配置し、さらにその上方に制御棒駆動機構 2 1 1 を設けることにより、制御棒 2 1 2 を炉心の上部から挿入し得るとともに、制御棒案内筒のチムニー効果によって冷却水の炉内自然循環を可能とする。

【選択図】 図 1

出 願 人 履 歴 情 報

識別番号 [000003078]

1. 変更年月日 1990年 8月22日
[変更理由] 新規登録
住 所 神奈川県川崎市幸区堀川町72番地
氏 名 株式会社東芝
2. 変更年月日 2001年 7月 2日
[変更理由] 住所変更
住 所 東京都港区芝浦一丁目1番1号
氏 名 株式会社東芝